重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS－2	1)ＰＳ－２の構築物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物，系統及び機器	1)燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系（ポンプ，サプレッション・プール，サプレッション・プールから燃料プールまでの配管，弁）				
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁			
					サプレッション・プールストレーナ			
		2)放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁，排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）	放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁				
				排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）				
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁				
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟				
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			
				原子炉建屋ガス処理系				
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥装置部分）			
					排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能）			
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置				
				・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉圧力				
				・原子炉格納容器圧力 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）				

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－２	2)異常状態への対応上特に重要な構築物，系統及び機器	1)事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	［低温停止への移行］ ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） ［ドライウェルスプレイ］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 ［サプレッション・プール冷却］ ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サプレッション・プール水温度 ［可燃性ガス濃度制御系起動］ ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度			
		2)異常状態の緩和機能	ＢＷＲには対象機能なし	（対象外）			
		3)制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路			
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	1)原子炉冷却材保持機能（ＰＳ－１，ＰＳ－２以外のもの）	計装配管，試料採取管	計装配管，弁			
				試料採取管，弁			
				ドレン配管，弁			
				ベント配管，弁			
		2)原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管（炉内），ジェットポンプ			
		3)放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	復水貯蔵タンク			
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽）			
				固体廃棄物処理系（ＣＵＷ粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））		共用（固体廃棄物貯蔵庫）	

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

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－３	1)異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器	4)電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	計測制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（ＭＳ－１関連以外））				
				送電線				
				変圧器（所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，電路）				
				変圧器	油劣化防止装置			
					冷却装置			
				開閉所（母線，遮断機，断路器，電路）				
		5)プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。），原子炉核計装，原子炉プラントプロセス計装	・原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む） ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装				
		6)プラント運転補助機能	所内ボイラ，計装用圧縮空気系	所内ボイラ設備（所内ボイラ，給水タンク，給水ポンプ，配管／弁）			共用	給水処理系（ＰＳ－３（所内ボイラ関連として））
				所内ボイラ設備	電気設備（変圧器）		共用	
				所内蒸気系及び戻り系（ポンプ，配管／弁）			共用 （所内蒸気系）	
				計装用圧縮空気設備（空気圧縮機，中間冷却器，配管，弁）				
				計装用圧縮空気設備	後部冷却器			
					気水分離器			
					空気貯槽			
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）				
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）				
				タービン補機冷却水系	サージタンク			
				補機冷却海水ポンプ，配管／弁，ストレーナ				
				復水補給水系（復水移送ポンプ，配管／弁）				
				復水補給水系	復水貯蔵タンク			給水処理系（ＰＳ－３（復水補給水系関連として））

重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＰＳ－３	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管				
				上／下部端栓				
				タイロッド				
		2)原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，ＣＵＷポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）				
				復水浄化系（復水脱塩装置，配管，弁）				
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1)原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能），タービンバイパス弁	逃がし安全弁（逃がし弁機能）				
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管			
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）			
				タービンバイパス弁				
				タービンバイパス弁	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管			
					駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）			
		2)出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	・原子炉再循環制御系 ・制御棒引き抜き阻止回路 ・選択制御棒挿入回路				
		3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）				
				制御棒駆動水圧系	ポンプサクションフィルタ			
					ポンプミニマムフローライン配管，弁			

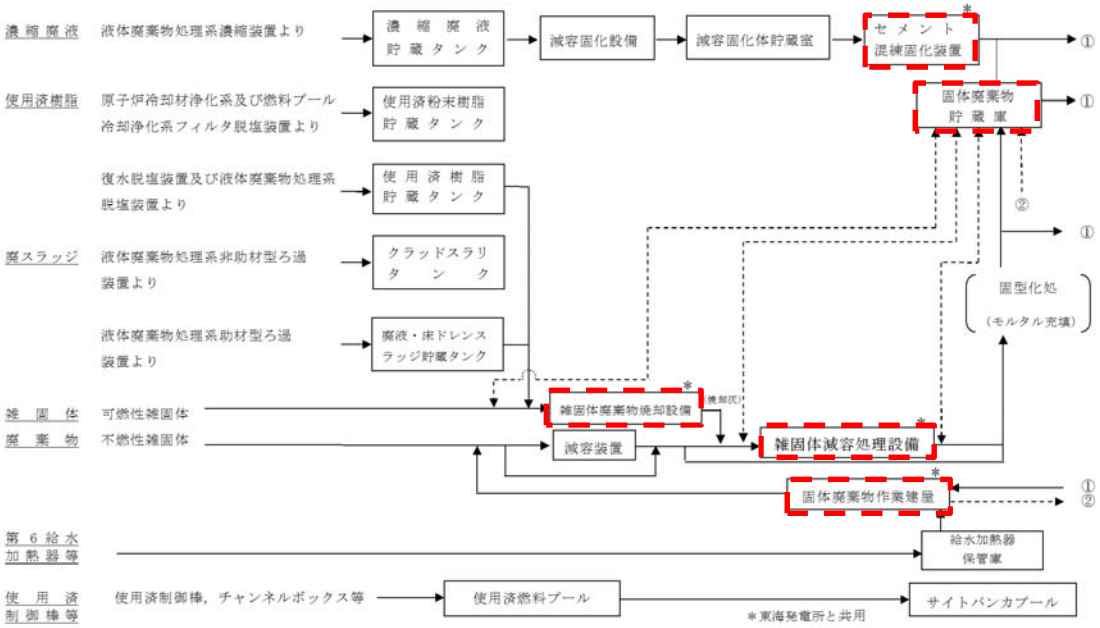
重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器			重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－３	1)運転時の異常な過渡変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	3)原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系（ポンプ，タービン，サプレッション・プール，サプレッション・プールから注水先までの配管，弁）				
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁			
					ポンプミニマムフローライン配管，弁			
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管			
	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所			共用	
				緊急時対策所	情報収集設備		共用	
					通信連絡設備		共用	
					資料及び器材		共用	
					遮蔽設備		共用	
				試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）				
				通信連絡設備			共用	
				放射線監視設備			共用（固定モニタリング設備，環境試料測定設備，気象観測設備，放射能観測車，出入管理室）	

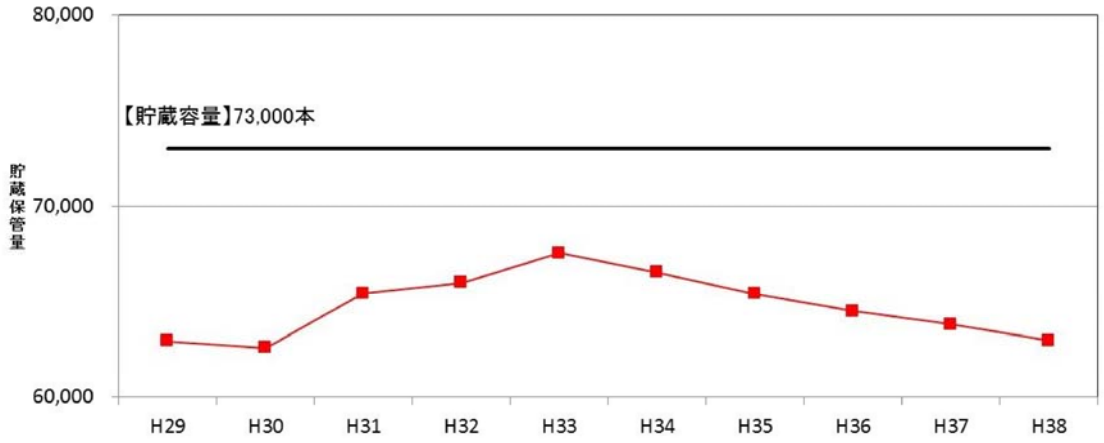
重要度分類指針				東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設（該当するものに○）	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
ＭＳ－３	2)異常状態への対応上必要な構築物，系統及び機器	1)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	事故時監視計器の一部				
				消火系（水消火設備，泡消火設備，二酸化炭素消火設備，等）		○	共用（構内消火設備，屋内消火設備）	
				消火系	消火ポンプ	○	共用（電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ）	
				消火系	ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 多目的タンク	○	共用	給水処理系（ＭＳ－３（消火系関連として））
					火災検出装置（受信機含む）	○		
					防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁（消火設備の機能を維持担保するために必要なもの）	○		
				安全避難通路		○		
				安全避難通路	安全避難用扉	○		
				非常用照明		○		

共用設備　概略図

(1)　固体廃棄物処理系

：共用範囲

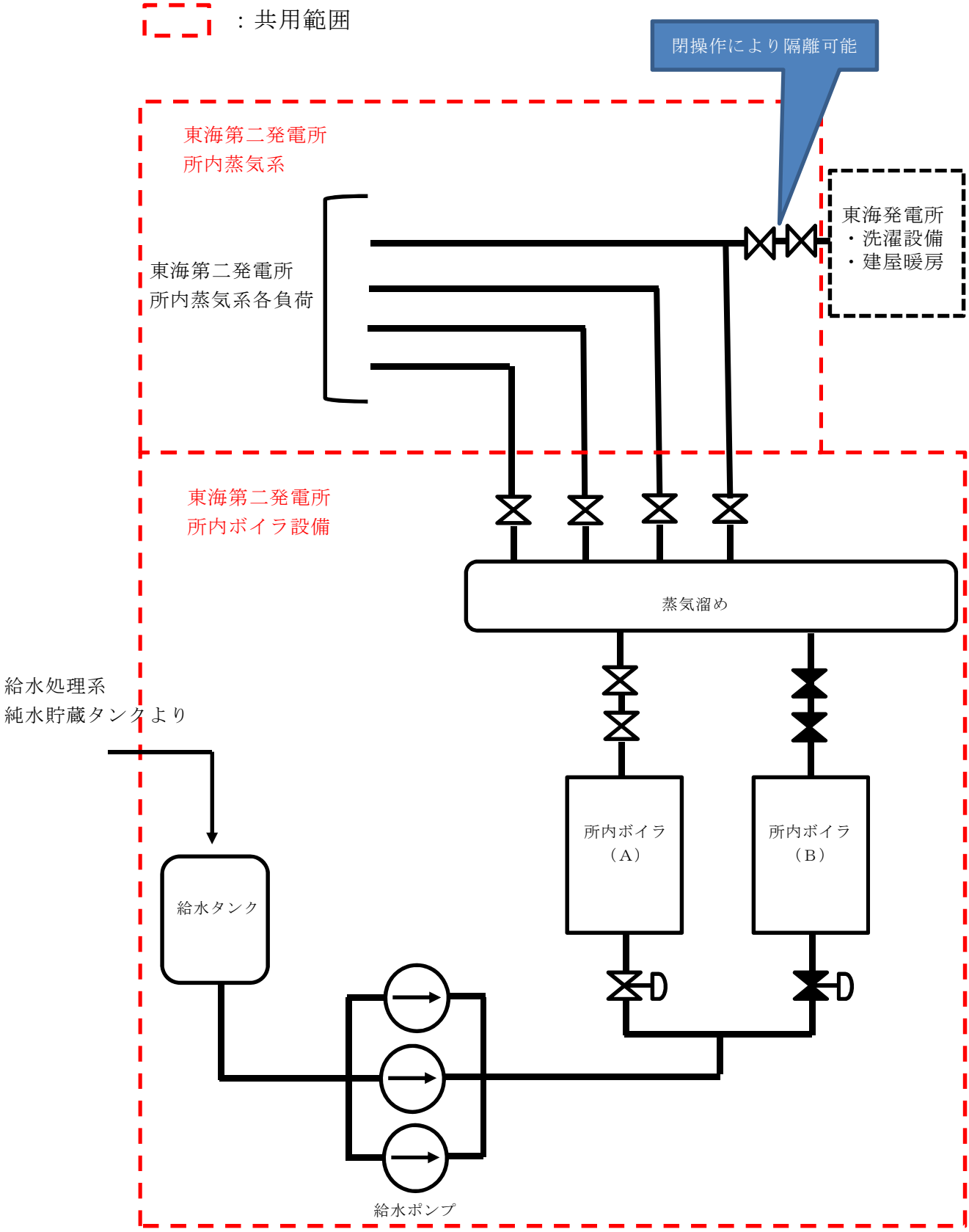




固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所と共用）の貯蔵保管量予測

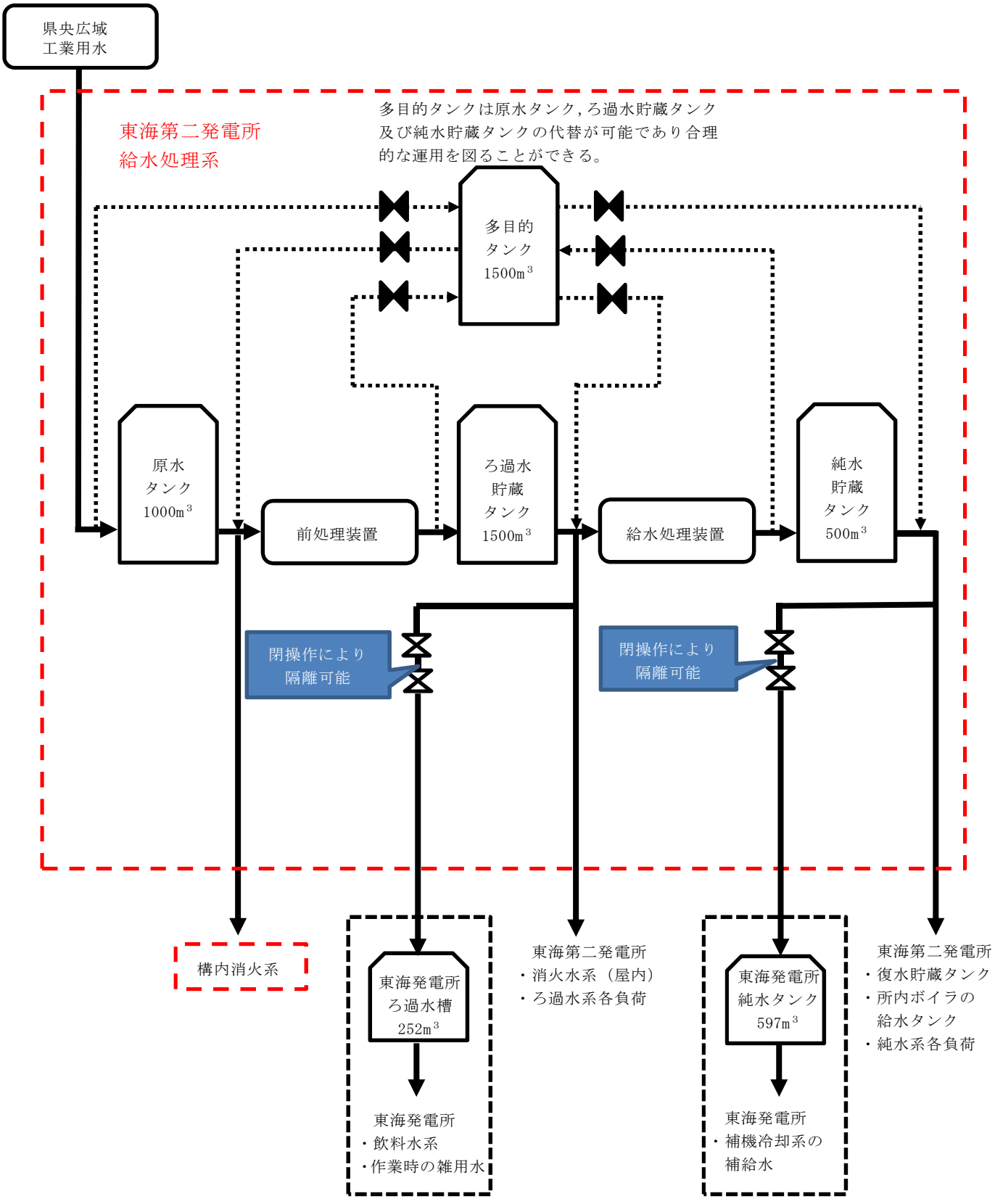
(2)　所内ボイラ設備，所内蒸気系

：共用範囲



(3)　給水処理系

：共用範囲


県央広域
工業用水
東海第二発電所
給水処理系
多目的タンクは原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの代替が可能であり合理的な運用を図ることができる。
多目的
タンク
1500m3
原水
タンク
1000m3
前処理装置
ろ過水
貯蔵
タンク
1500m3
給水処理装置
純水
貯蔵
タンク
500m3
閉操作により
隔離可能
閉操作により
隔離可能
構内消火系
東海発電所
ろ過水槽
252m3
東海発電所
・飲料水系
・作業時の雑用水
東海第二発電所
・消火水系（屋内）
・ろ過水系各負荷
東海発電所
純水タンク
597m3
東海発電所
・補機冷却系の
補給水
東海第二発電所
・復水貯蔵タンク
・所内ボイラの
給水タンク
・純水系各負荷

(4)　放射線監視設備

①　固定モニタリング設備（モニタリングポスト）

② 気象観測設備

【超音波風向風速計】
（地上高さ）

【ドップラーソーダ（風向風速計）】
（排気筒高さ）

【日射計(左),放射収支計(右)】

【温度計】

【雨量計】

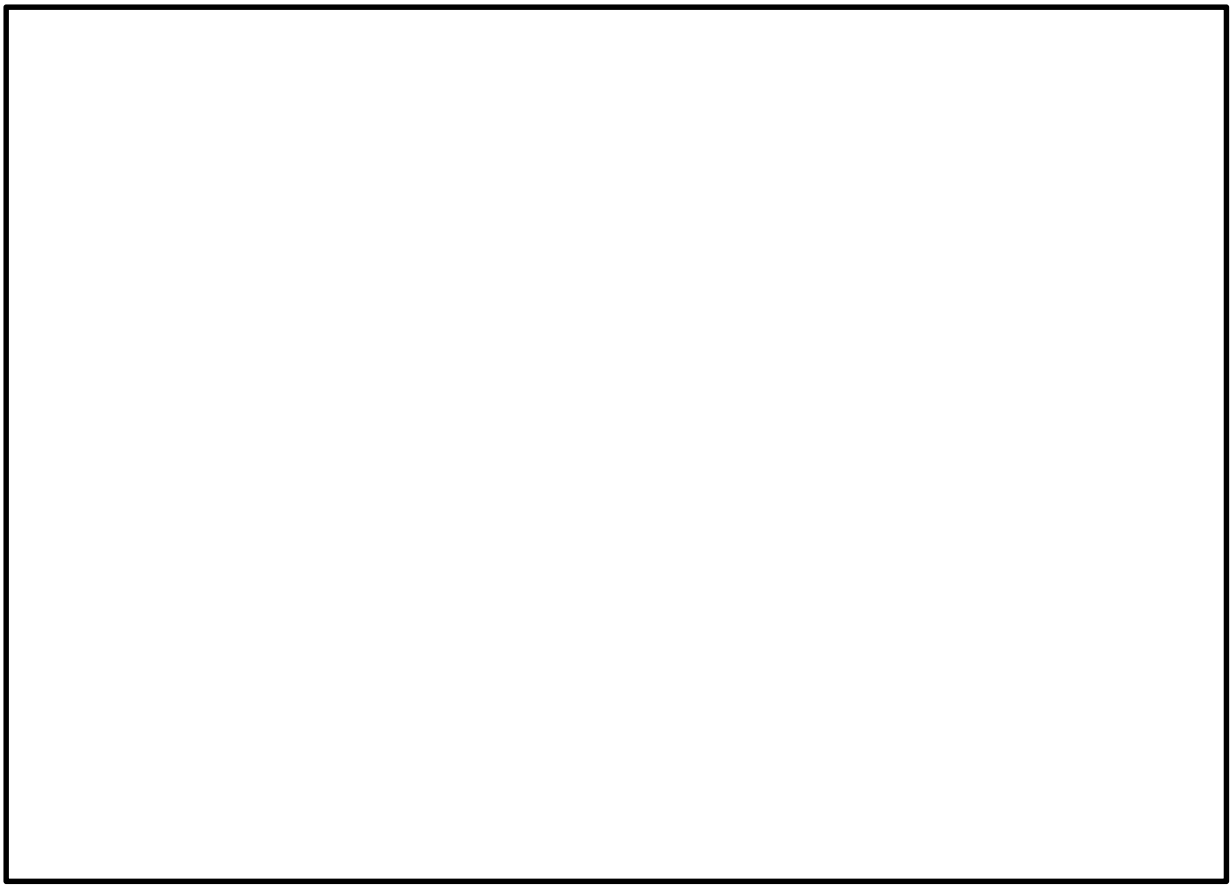
③　放射能観測車

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{8} nGy／h	記録紙	1
		半導体			
	ダストモニタ	プラスチックシンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1
		ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション			
	よう素測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1

（その他主な搭載機器）個数：各1台
・ダスト・よう素サンプラ
・風向，風速計
・無線連絡設備（放射能観測車搭載）

（放射能観測車の写真）

④　環境試料測定設備，出入管理室



ａ．環境試料測定設備

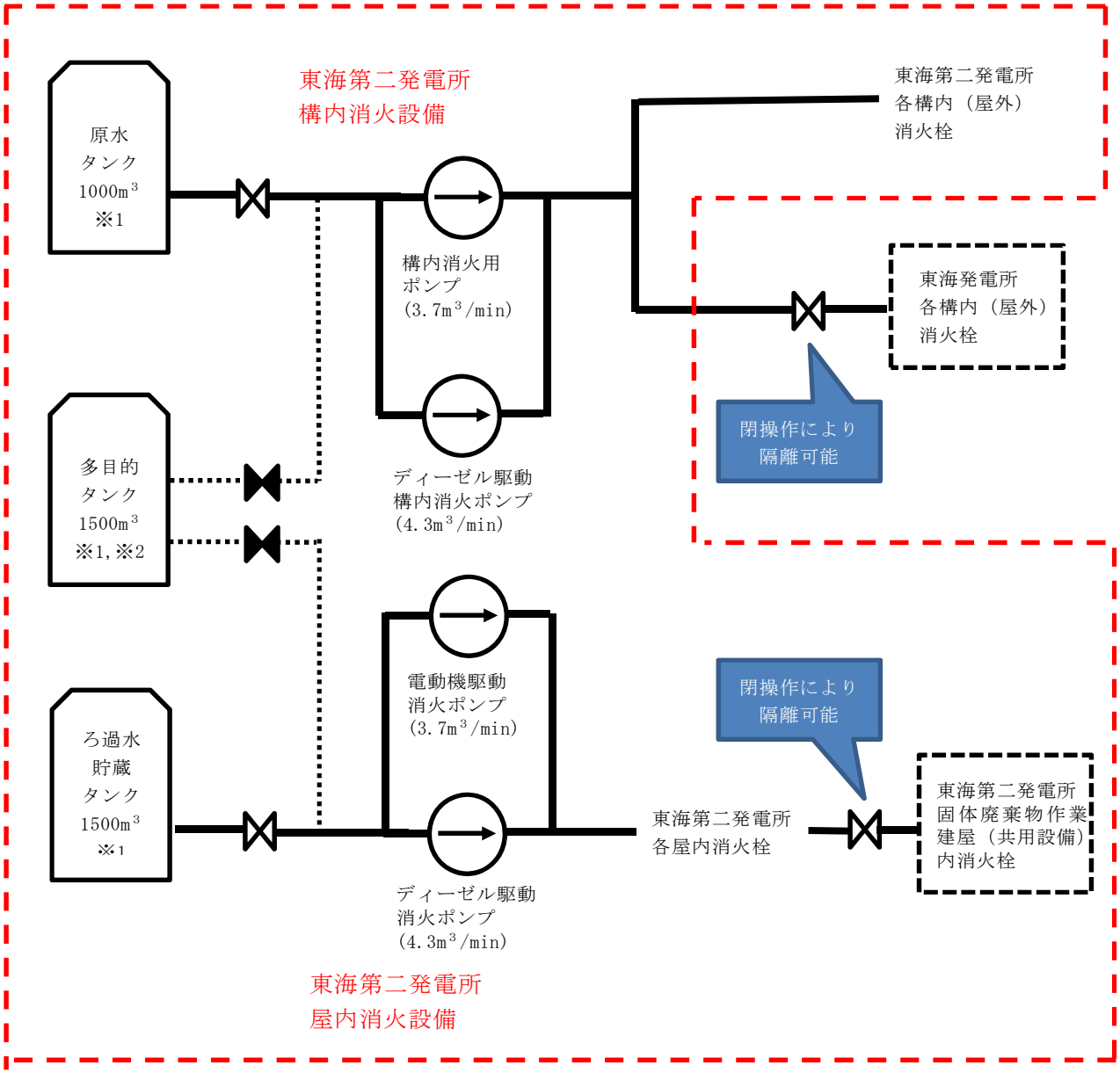
発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の前処理や，放射線物質濃度を測定する設備を事務本館内にある環境試料測定室に設けている。

ｂ．出入管理室

東海発電所及び東海第二発電所（Ａ区域）の管理区域の出入り管理及び被ばく線量を監視する設備を出入管理室に設けている。

(5)　消火系（構内消火設備，屋内消火設備）

：共用範囲



※１　原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクは給水処理系設備であるが，構内及び屋内消火設備供給源であるため合わせて記載。

※２　多目的タンクは原水タンク，ろ過水貯蔵タンク及び純水貯蔵タンクの代替が可能であり合理的な運用を図ることができる。

東海発電所及び東海第二発電所において共用としている消火系（屋内消火設備及び構内消火設備）について，消火活動にて使用する消火栓の必要水量は，以下の通り消防法施行令の要求を満足するよう設計している。

(1)　屋内消火施栓（消防法施行令第十一条（屋内消火栓設備に関する基準））

屋内消火栓必要水量＝2 箇所(消火栓)×0.13m^3／min×2 時間＝ 31.2m^3

東海発電所として作業等を行う場合の固体廃棄物作業建屋（共用設備）及び東海第二発電所それぞれに単一の火災が同時に発生し，消火栓による放水を実施した場合において必要となる放水量は，屋内消火栓の放水量を倍（消火栓 4 か所に余裕を見て）として 100m^3としても，供給するろ過水貯蔵タンクの容量は 1,500m^3（多目的タンクを代替で使用時は 1,500m^3）であり，十分確保される。

また，ポンプ容量について，消火栓 4 か所を使用した場合に必要となる送水容量は 1.0m^3／min（0.13m^3／min×4 か所に余裕を見て）としても，電動機駆動消火用ポンプ（3.7m^3／min）及びディーゼル駆動消火ポンプ（4.3m^3／min）であり，十分確保される。

(2)　屋外消火施栓（消防法施行令第十九条（屋外消火栓設備に関する基準））

屋外消火栓必要水量＝2 箇所(消火栓)×0.35m^3／min×2 時間＝ 84.0m^3

東海発電所及び東海第二発電所それぞれに単一の火災が同時に発生し，消火栓による放水を実施した場合において必要となる放水量は，屋外消火

栓の放水量を倍（消火栓4か所に余裕を見て）として200m^{3}としても，供給する原水タンクの容量は 1,000m^3（多目的タンクを代替で使用時は1,500m^3）であり，十分確保される。

また，ポンプ容量について，消火栓4か所を使用した場合に必要となる送水容量は 2.0m^3／min（0.35m^3／min×4 か所に余裕を見て）としても，構内消火用ポンプ（2.6m^3／min）及びディーゼル駆動構内消火ポンプ（2.6m^3／min）であり，十分確保される。

(3) 万が一，多目的タンクから同時に屋内及び屋外消火栓へ供給する状況となった場合を想定し，300m^3（屋内消火栓 100m^3＋屋外消火栓 200m^3）としても，供給する多目的タンクの容量は1,500m^{3}であり，十分確保される。

別添

運用，手順説明資料

12 条　安全施設

【要求事項】
安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち静的機器の単一系統（単一設計）であり，設計基準事故が発生した場合に，長時間（24 時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できない設備

単一設計箇所の故障を安全上支障のない期間に除去又は修復
（対象箇所）
・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
・中央制御室換気系のダクトの一部

保

配管，ダクトの修復

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できる設備

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

設計基準事故時に長時間にわたって機能を要求する単一設計の静的機器において単一故障を仮定した場合でも，同等の原子炉格納容器冷却機能を有するよう設計する

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

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

表　技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第12条 安全施設	・原子炉建屋ガス処理系の配管の一部 ・中央制御室換気系のダクトの一部	運用・手順	－
		体制	－
		保守・点検	日常点検 定期点検 損傷時の補修
		教育・訓練	－
	・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）	運用・手順	－
		体制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－

東海第二発電所

全交流動力電源喪失対策設備

第 14 条　全交流動力電源喪失対策設備

＜目　　次＞

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合方針

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　全交流動力電源喪失対策設備

2.1　重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

2.2　全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について

2.3　電気容量の設定

2.3.1　蓄電池（非常用）の容量について

2.3.1.1　蓄電池（非常用）の運用方法について

2.3.1.2　125V系蓄電池Ａ系の容量

2.3.1.3　125V系蓄電池Ｂ系の容量

2.3.1.4　125V系蓄電池ＨＰＣＳ系の容量

2.3.1.5　中性子モニタ用蓄電池Ａ系の容量

2.3.1.6　中性子モニタ用蓄電池Ｂ系の容量

2.3.1.7　まとめ

2.3.2　蓄電池（非常用）の配置の基本方針

2.3.2.1　蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性

別紙1　常設代替交流電源設備から電力供給を開始する時間

別紙2　可搬型代替電源設備から電力供給を開始する時間

別紙3　所内常設蓄電式直流電源設備

別紙4　制御棒位置指示への給電について

別紙5　使用済燃料プール水位・温度監視について

別紙6　蓄電池の容量算出方法

別紙7　蓄電池の容量換算時間K_i値一覧

別紙8　蓄電池の放電終止電圧

別紙9　蓄電池容量の保守性の考え方

別紙10　蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳

別紙11　全交流動力電源喪失時における非常用直流電源系の信頼性について

3.　運用，手順説明資料

（別添資料）全交流動力電源喪失対策設備

＜概　要＞

1．において，設計基準事故対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2．において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3．において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。

1. 基 本 方 針

1.1 要求事項の整理

全交流動力電源喪失対策設備について，設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条において，追加要求事項を明確化する。（第 1.1－1 表）

第 1.1－1 表　設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条　要求事項

設置許可基準規則 第 14 条 （全交流動力電源喪失対策設備）	技術基準規則 第 16 条 （全交流動力電源喪失対策設備）	備考
発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。	追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合方針

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

ａ．設計基準対象施設

(i) 全交流動力電源喪失対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）(2.3.1:14条-53～68)】

(2)　安全設計方針

1．安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1　安全設計の基本方針

1.1.1.12　全交流動力電源喪失対策設備

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に

炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68)】

(3)　適合性説明

第十四条　全交流動力電源喪失対策設備

> 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

適合のための設計方針

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，原子炉停止系の動作により発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68)】

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

10.　その他発電用原子炉の附属施設

10.1.1.2.2　全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68)】

10.1.1.3　主要設備

10.1.1.3.4　直流電源設備

非常用直流電源設備は，第10.1－3図に示すように，非常用電源設備として，直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は，非常用低圧母線に接続される充電器9個，蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また，これらの系統は，多重性及び独立性を確保することにより，共通要

因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり，非常用直流電源設備5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁，無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため，原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系（区分Ⅰ），125V系蓄電池Ｂ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池ＨＰＣＳ系（区分Ⅲ）の5組で構成し，据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり，非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また，蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah(125V系蓄電池Ａ系及び125V系蓄電池Ｂ系)， 500Ah（125V系蓄電池ＨＰＣＳ系）， 150Ah（中性子モニタ用蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系）であり，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は，例えば，発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等，発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系，発電用原子炉の停止，冷却，原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1－4表に示す。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.3.1:14条-53～68）】

10.1.1.3.5　計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は，第10.1－4図に示すように，計装用主母線盤120V／240V　2母線及び計装用分電盤120V　3母線で構成する。

計装用分電盤２Ａ及び２Ｂは，2系統に分離独立させ，それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は，外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため，非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより，非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し，２Ａ及び２Ｂの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は，核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認のため，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分間を包絡した約8時間，電力供給が可能である。

なお，これらの電源を保守点検する場合は，必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また，計装用主母線盤及び計装用分電盤ＨＰＣＳは，分離された非常用高圧母線又は非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1－5表に示す。

【説明資料（2.1:14条-18～24）（2.2:14条-25～52）（2.3.1:14条-53～68）】

10.1.1.5　試験検査

10.1.1.5.2　蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1－4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型　式		鉛蓄電池
組　数		5
セル数	125V系Ａ系	120
	Ｂ系	120
	ＨＰＣＳ系	58
	中性子モニタ用Ａ系	24
	Ｂ系	24
電　圧	125V系Ａ系	125V
	Ｂ系	125V
	ＨＰＣＳ系	125V
	中性子モニタ用Ａ系	±24V
	Ｂ系	±24V
容　量	125V系Ａ系	約6,000Ah
	Ｂ系	約6,000Ah
	ＨＰＣＳ系	約500Ah
	中性子モニタ用Ａ系	約150Ah
	Ｂ系	約150Ah

常用

型　式	鉛蓄電池
組　数	1
セル数	116
電　圧	250V
容　量	約2,000Ah

(2)　充電器

非常用（予備充電器は常用）

型　式	シリコン整流器	
個　数	125V系Ａ系	1
	Ｂ系	1
	（予備	1）
	ＨＰＣＳ系	1（予備1）
	中性子モニタ用Ａ系	2
	Ｂ系	2
充電方式		浮動
冷却方式		自然通風

交流入力

125V系Ａ系	3相	50Hz	480V
Ｂ系	3相	50Hz	480V
ＨＰＣＳ系	3相	50Hz	480V
中性子モニタ用Ａ系	単相	50Hz	120V
Ｂ系	単相	50Hz	120V

容　量	125V系Ａ系	約58.8kW
	Ｂ系	約48.8kW
	（予備	約58.8kW）
	ＨＰＣＳ系	約14kW
	中性子モニタ用Ａ系	約0.84kW／個
	Ｂ系	約0.84kW／個
直流出力電圧		
	125V系Ａ系	125V
	Ｂ系	125V
	ＨＰＣＳ系	125V
	中性子モニタ用Ａ系	±24V
	Ｂ系	±24V
直流出力電流		
	125V系Ａ系	約420A
	Ｂ系	約320A
	（予備	約420A）
	ＨＰＣＳ系	約100A
	中性子モニタ用Ａ系	約30A
	Ｂ系	約30A
常用		
型　式		シリコン整流器
個　数		1（予備1）
充電方式		浮動
冷却方式		自然通風
交流入力		3相　50Hz　480V

容　量	約98 kW
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約350A

(3)　直流母線

非常用

個　　数	5
電　　圧	
125V系Ａ系	125V
Ｂ系	125V
ＨＰＣＳ系	125V
中性子モニタ用Ａ系	±24V
Ｂ系	±24V

常用

個　　数	1
電　　圧	250V

第10.1－5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

ａ．無停電電源装置

型　　式	静止型
個　　数	2
容　　量	約35kVA／個
出力電圧	120V

ｂ．計装用交流主母線盤

個　　数	5
電　　圧	120V/ 240V（2個）
	120V（3個）

(2) 常用

ａ．無停電電源装置

型　　式	静止型
個　　数	1
容　　量	約50kVA
出力電圧	120V／240V

ｂ．原子炉保護系用Ｍ－Ｇ装置

電動機

型　　式	三相誘導電動機
台　　数	2
定格容量	約44.76kW／台
電　　圧	440V

発電機

型　　式　　単相同期発電機

台　　数　　2

定格容量　　約18.75kVA／台

電　　圧　　120V

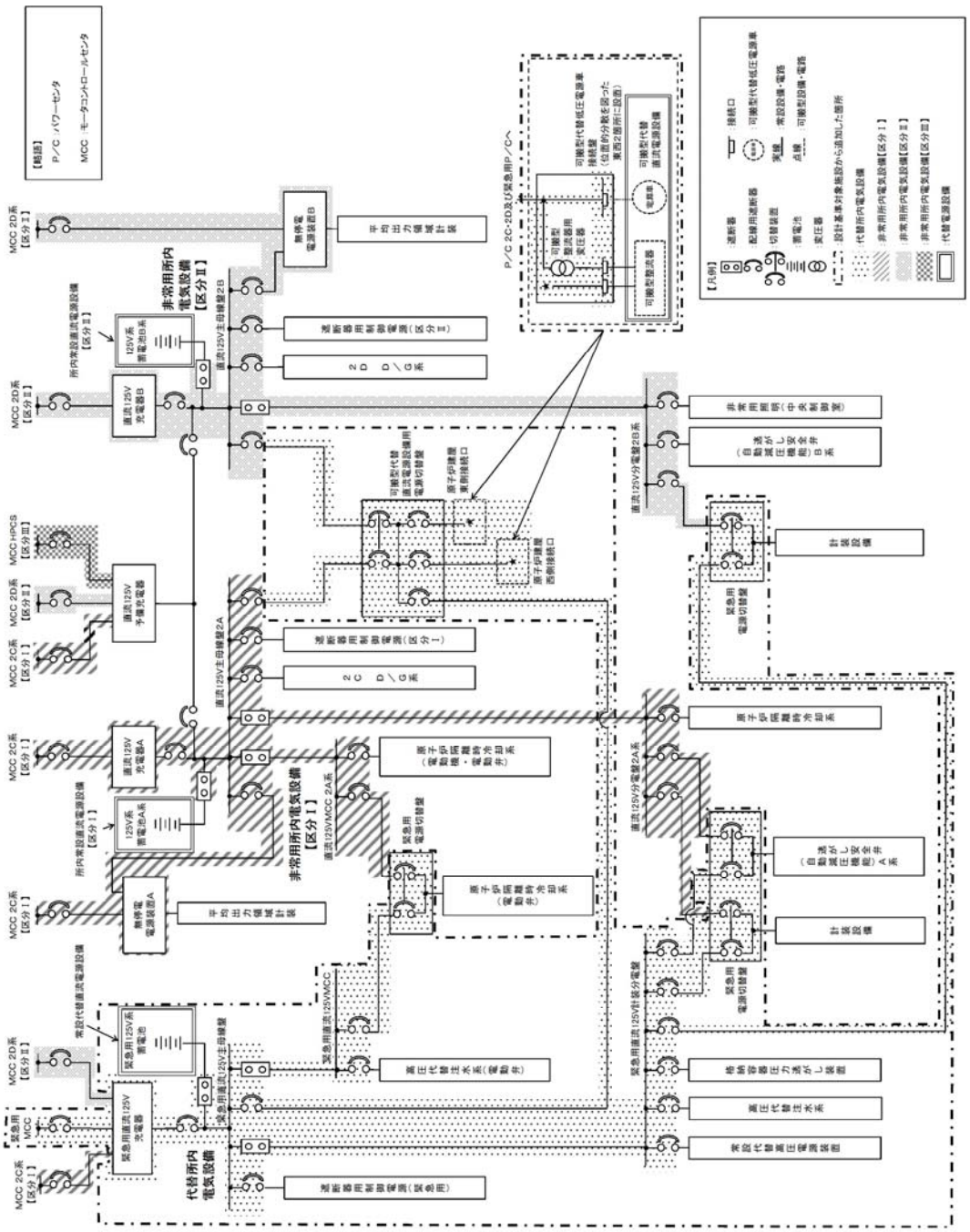
周 波 数　　50Hz

ｃ．計装用交流母線

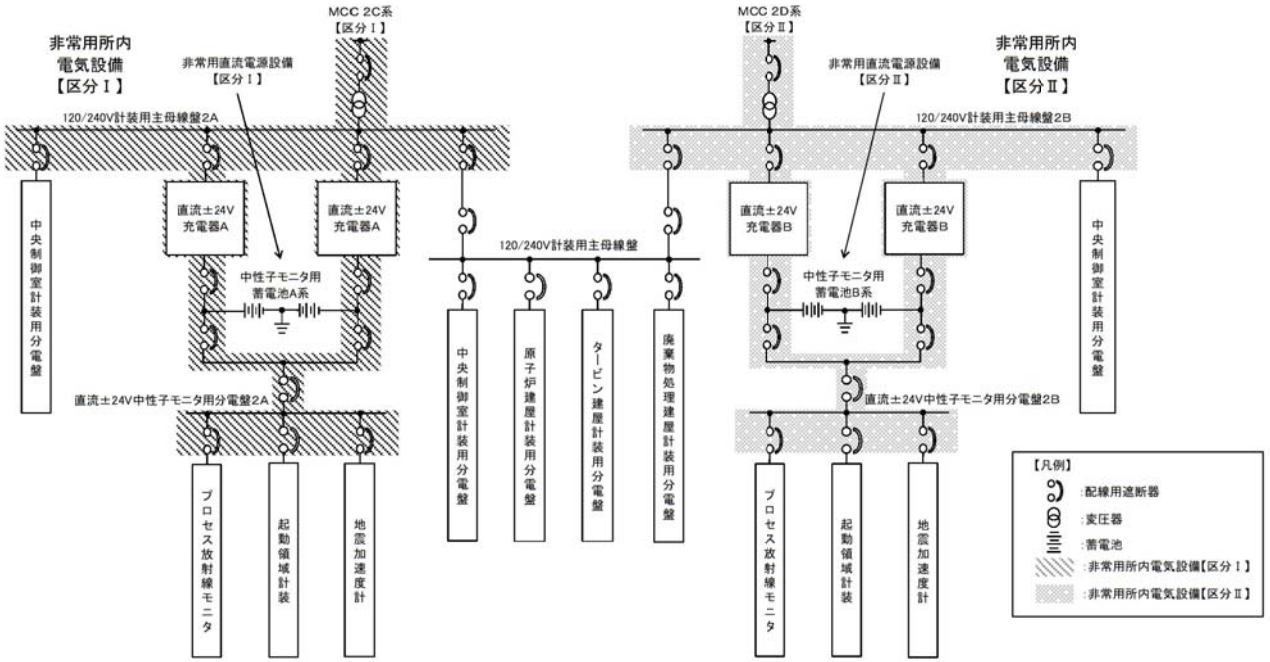
個　　数　　4

電　　圧　　120V/ 240V（2個）

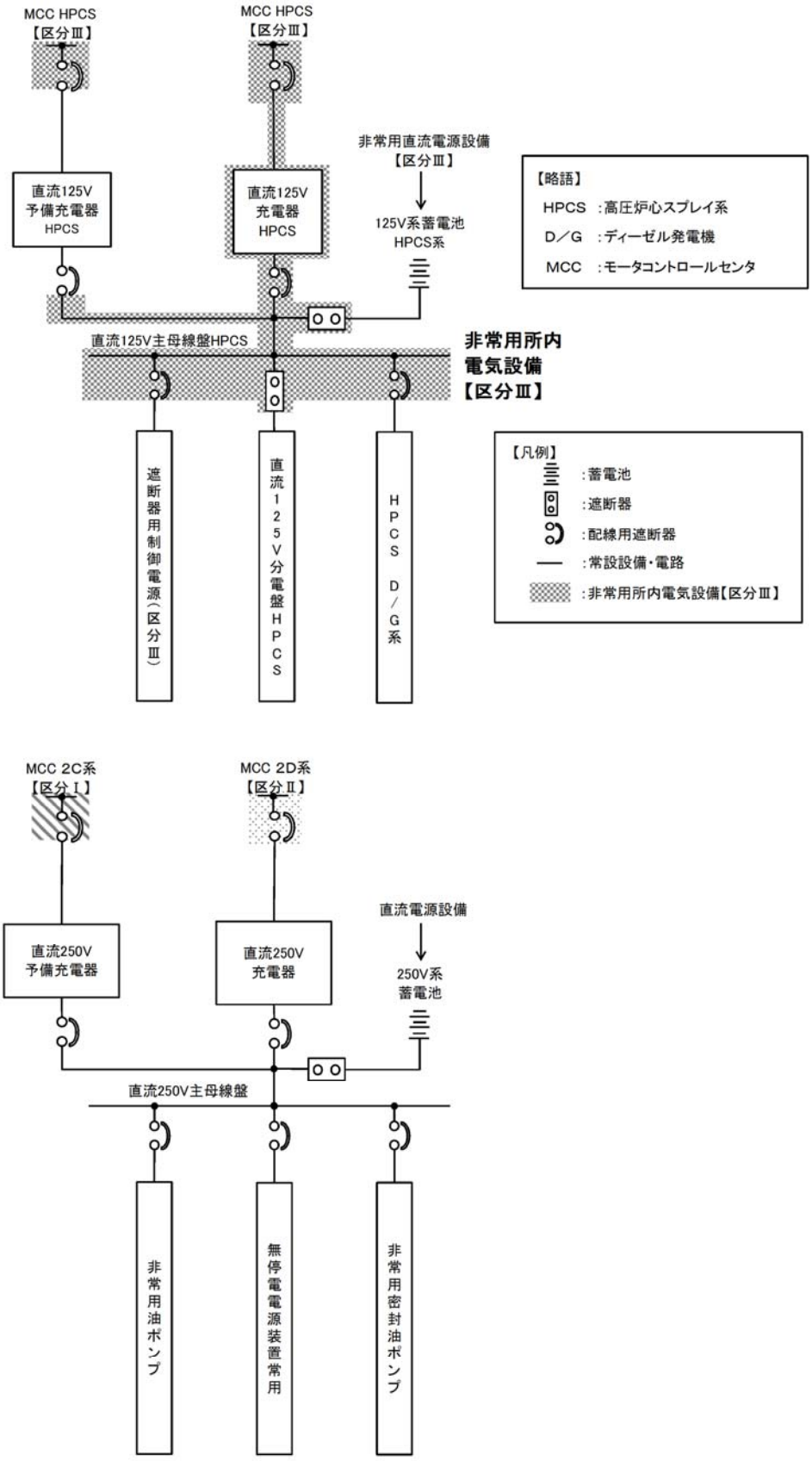
　　120V（2個）



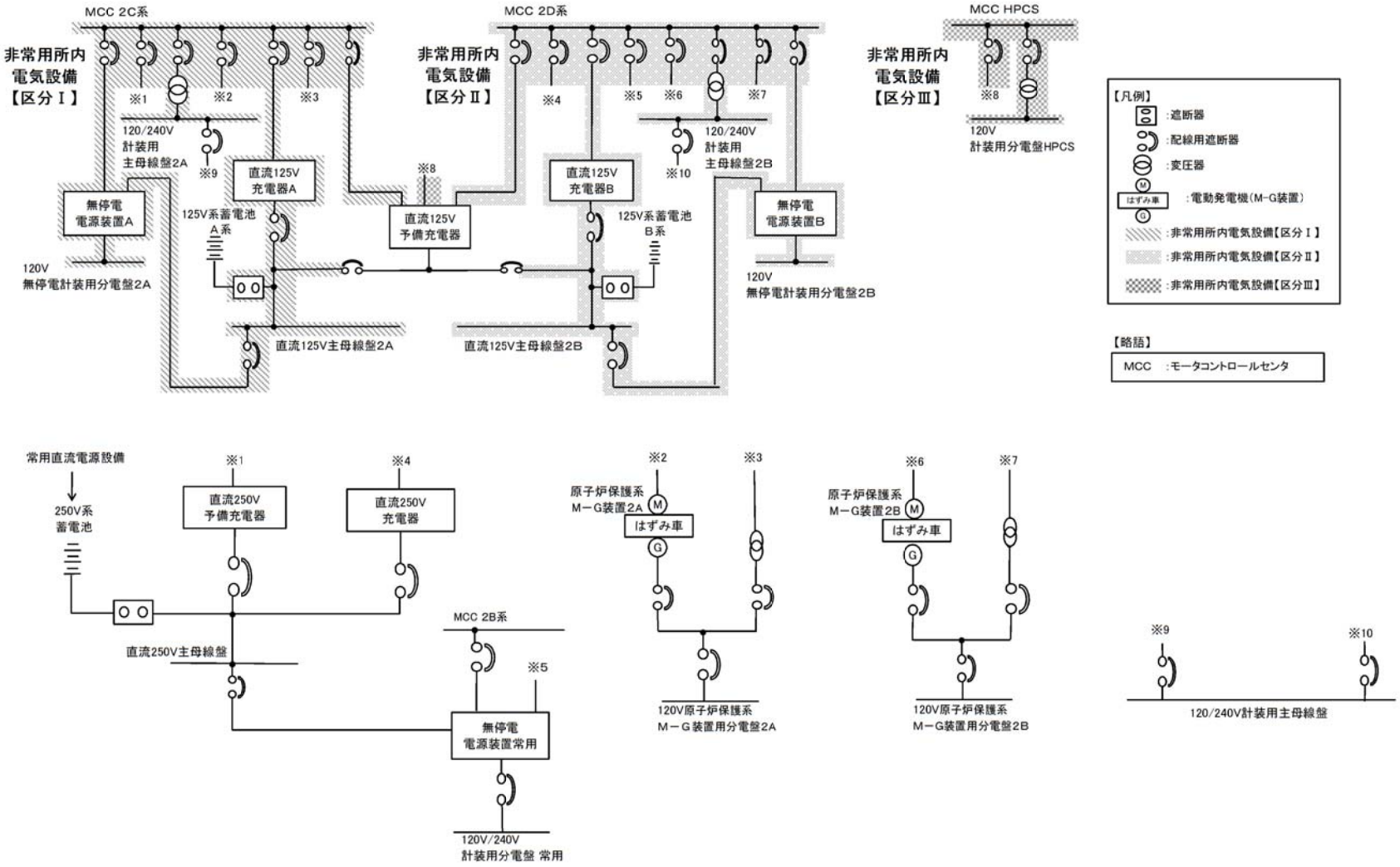
第 10.1—3 図　直流電源単線結線図（1／3）



第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（2／3）



第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（3／3）



第 10.1－4 図　計測制御用電源単線結線図

2.　全交流動力電源喪失対策設備

2.1　重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1)　概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが，外部電源が喪失した場合においても，設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう，非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機2系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1系統（区分Ⅲ）を設置する。また，非常用直流電源設備として，それぞれ独立した蓄電池，充電器及び分電盤等で構成する3系統5組の直流電源設備を設置する。なお，非常用直流電源設備のうち，直流母線電圧が125Vの3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流125V蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタルクラッド開閉装置（以下「M／C」という），パワーセンタ（以下「P／C」という）遮断器の制御電源，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24Vの2系統2組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用直流電源設備は，いずれの1区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機若しくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に3系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用直流電源設備によって発電用原子炉を安全に停止し，発電用原子炉の停止後の原子炉冷却を行うとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作

することができるよう，これらの設備の動作に必要な電力が供給できる設計とする。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に，直流電源単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

また，計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2)　蓄電池からの電力供給時間

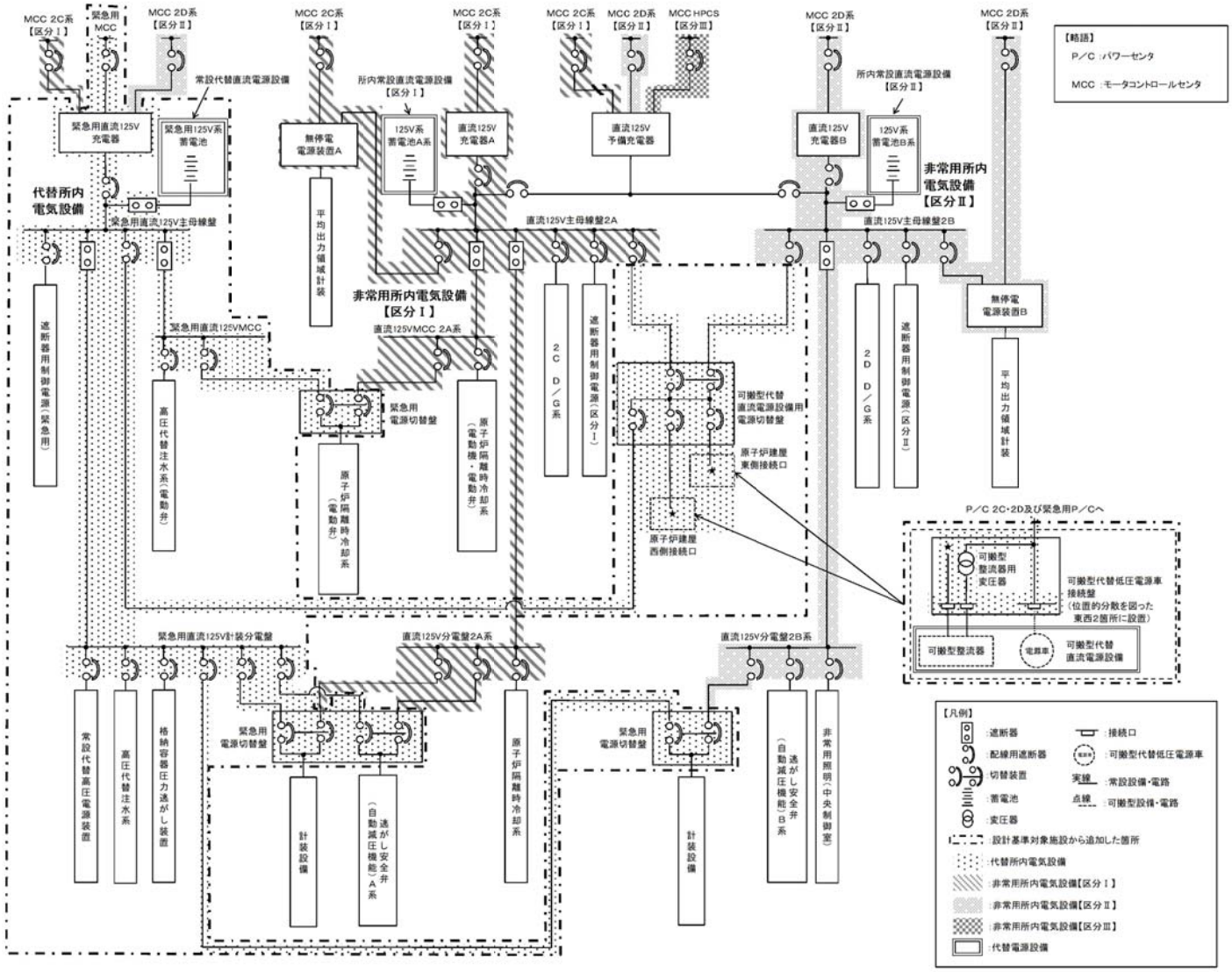
全交流動力電源喪失に備えて，非常用直流電源設備は発電用原子炉の安全停止，停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 95 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが，万一，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 180 分以内（全交流動力電源喪失後 275 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電力供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

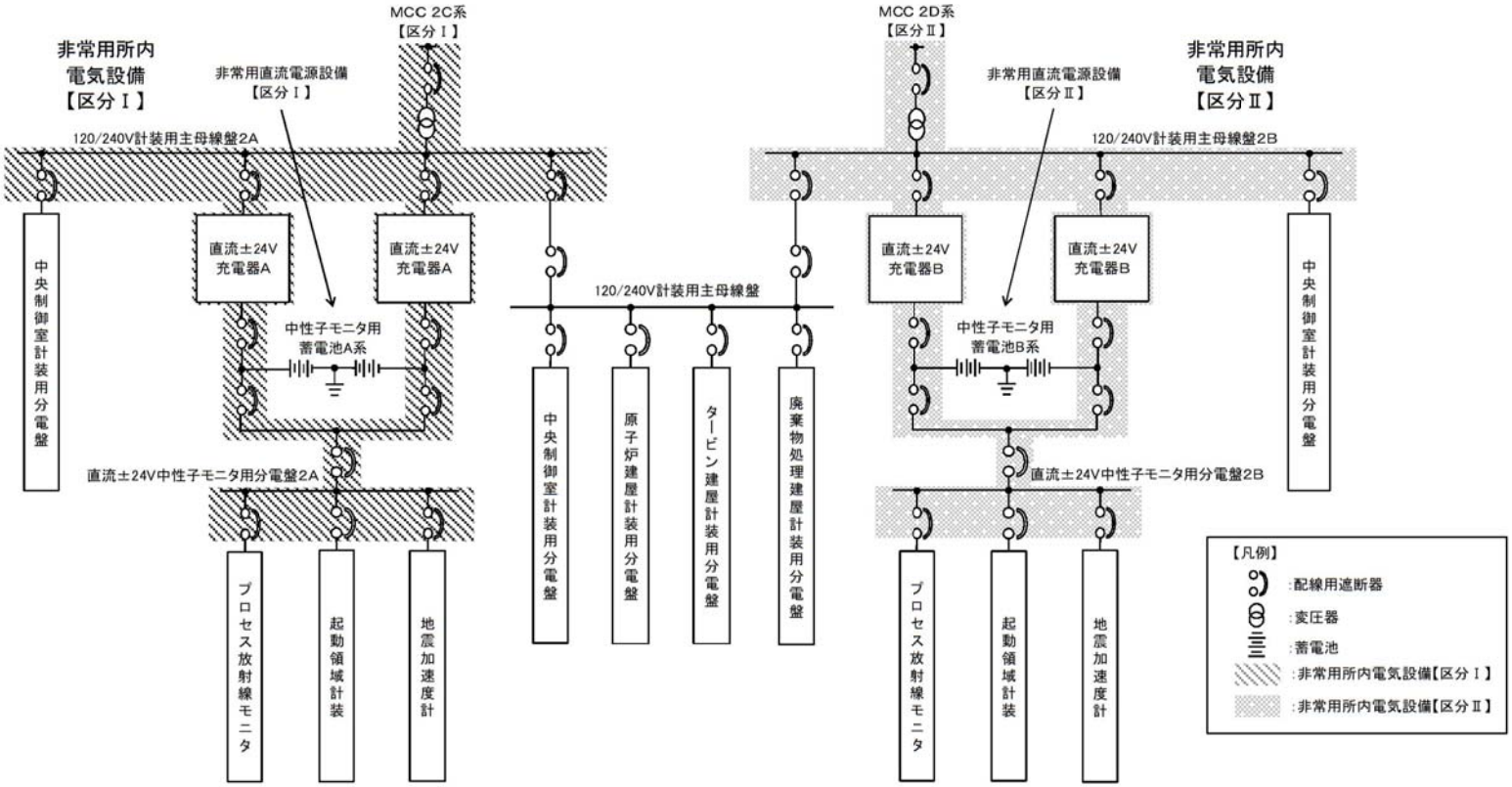
蓄電池（非常用）は，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約 8 時間電力供給できる設計とする。

第 2.1－1 表　非常用直流電源設備の主要機器仕様

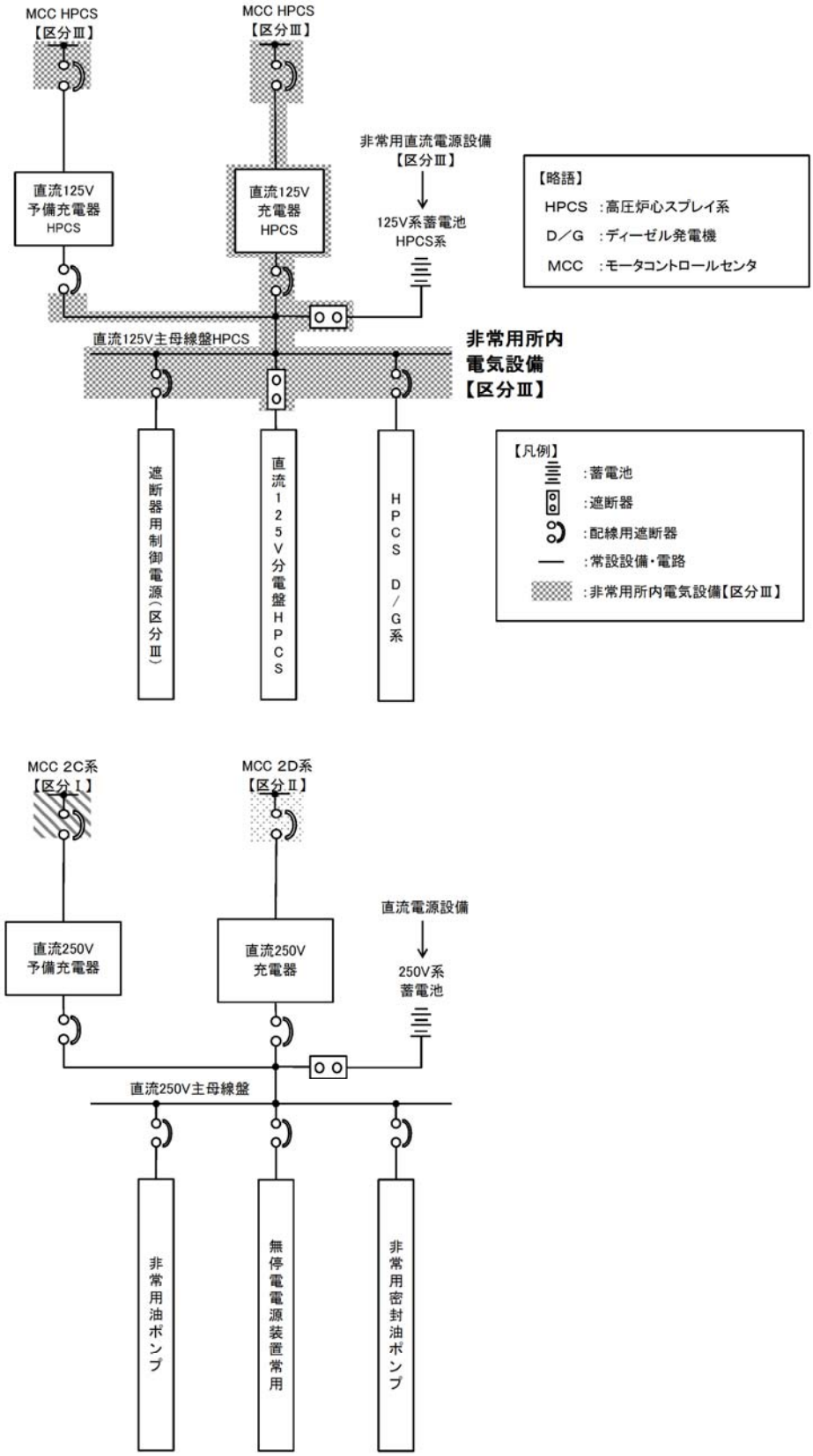
	設計基準事故対処設備（ＤＢ）					（参考） 重大事故等 対処設備 （ＳＡ）
	125V 系蓄電池 Ａ系 （区分Ⅰ） （重大事故等 対処設備を兼 ねる）	125V 系蓄電池 Ｂ系 （区分Ⅱ） （重大事故等 対処設備を兼 ねる）	中性子 モニタ用 蓄電池Ａ系 （区分Ⅰ）	中性子 モニタ用 蓄電池Ｂ系 （区分Ⅱ）	125V 系蓄電池 ＨＰＣＳ系 （区分Ⅲ）※ ※全交流動力電源 喪失対策設備に は含まれない	緊急用 125V 系蓄電池
蓄電池 電　圧 容　量	125V 約 6,000Ah	125V 約 6,000Ah	±24V 約 150Ah	±24V 約 150Ah	125V 約 500Ah	125V 約 6,000Ah
充電器 個　数 充電方式	2 （予備 1） 浮動（常時）		2 浮動（常時）	2 浮動（常時）	1 （予備 1） 浮動（常時）	1 浮動（常時）



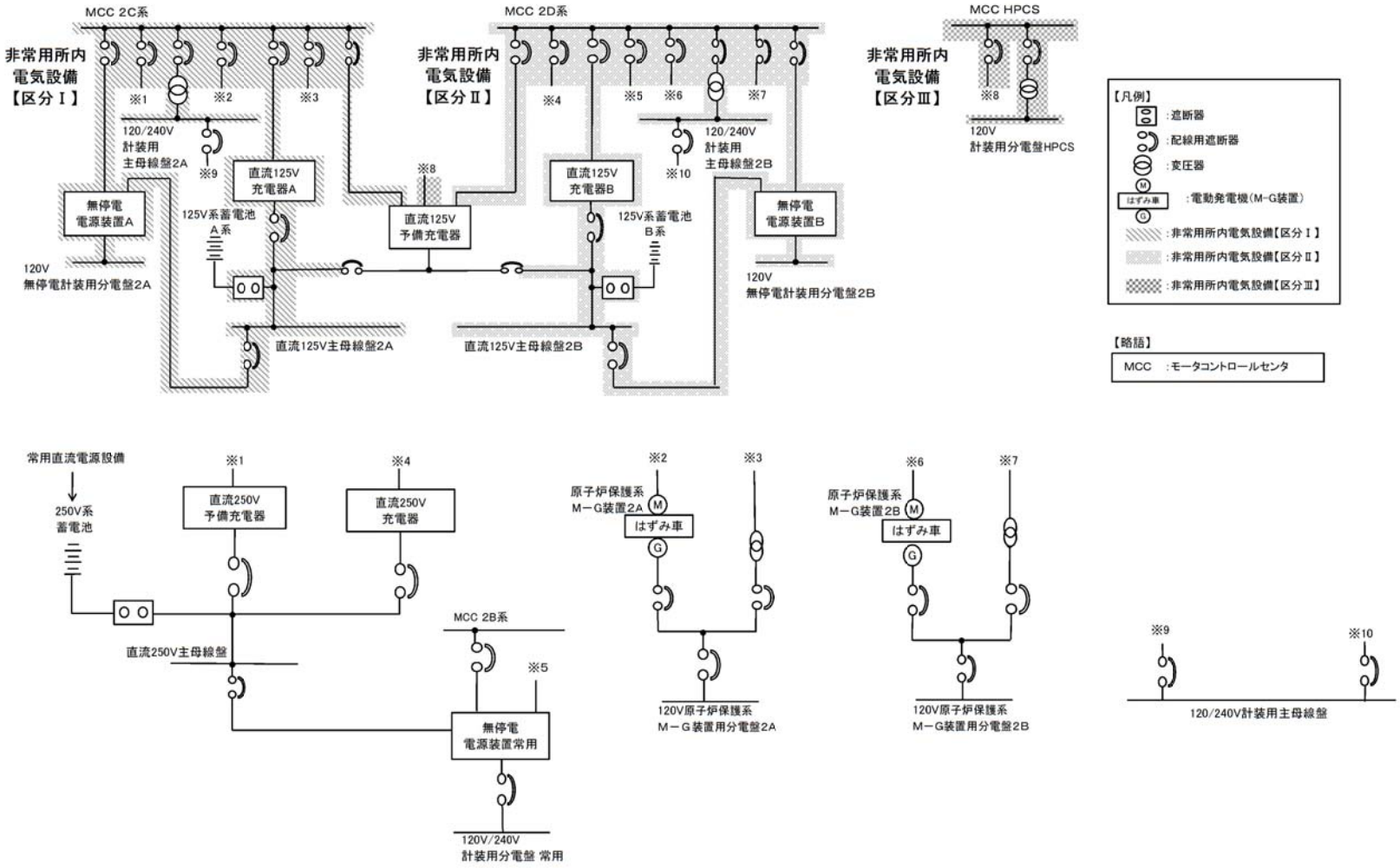
第 2.1－1 図　直流電源単線結線図（1／3）



第 2.1－1 図　直流電源単線結線図（2／3）



第 2.1－1 図　直流電源単線結線図（3／3）



第 2.1－2 図　計測制御用電源単線結線図

2.2　全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について

(1)基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に，重大事故等に対処するための常設代替交流電源設備から電力が供給されるまでの間,事象緩和に直接的に期待する設備,事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要はないが安定した電力供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2)非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備の選定方針

非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備のうち，全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は，発電用原子炉の停止，発電用原子炉停止後の冷却，原子炉格納容器の健全性確認を担う設備であり，その有効性を確認している全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備の中から選定することとする。

また，全交流動力電源喪失時において，事象緩和に直接的には期待しないが，全交流動力電源喪失時の事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3)非常用直流電源設備から電力供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備について，既設計で，非常用直流蓄電池の負荷となっているものは，そのままの負荷とすることを前提に以下の分類とした。

A-1 非常用直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

① 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって，全交

流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

② 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。

③ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

④ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。

A-2 非常用直流電源設備に接続するが，全交流動力電源喪失時に切離しが可能な以下の設備。

① 既設で非常用直流電源設備の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しない設備。

② 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しないが，安定した電力供給が必要な設備

B-1 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

① 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

② 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待し

ないが，事故対応において必要となる設備。

B-2 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に期待しないが，安定した電力供給が必要な設備

上記設備分類のフロー図を第 2.2－1 図に示す。また，全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2－1 表に示す。

全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2－2 表に，有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2－3 表に示す。

(4) 非常用直流電源設備からの電力供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は，用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため，(3)で分類した非常用直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また，設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては，包絡的に設定する観点から，蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a．外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として，外部電源喪失が考えられる。この場合，交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が

自動起動する。ディーゼル発電機から電力供給には，直流電源が必要となるが，この動作は 10 秒以内に完了する。

このため，ディーゼル発電機からの電力供給に係る要求時間を，保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

Ｍ／Ｃ及びＰ／Ｃ遮断器の制御電源

（下線部：建設時，直流の電力供給を必要とした設備）

ｂ．全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電力供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合，(2)及び(3)で選定した設備によって，事故対応を行う。このうち，原子炉停止状態の確認は，原子炉スクラム後数分以内に完了するため，原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は，以降事故対応上必須ではなくなる。

このため，これら設備に係る要求時間を，未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

なお，これら設備のうち，中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については，60 分以内に切り離しを行う。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

平均出力領域計装

ｃ．全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 95 分後には，常設代替交流電源設備（常設

代替高圧電源装置）から電力供給が可能であり，蓄電池からの電力供給は不要となる。

このため，基本的に要求時間は 95 分と設定する。なお，有効性評価の全交流動力電源喪失では，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電に期待していないことを考慮し，この場合の重大事故等対応に係る設備については 95 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち，原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については，要求時間を 8 時間と設定する。

また，蓄電池（非常用）2 区分からの給電が確保されている計装設備の一部について，全交流動力電源喪失で，同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保している設備に対し，設計基準事故対処設備のうち 1 系統については，要求時間を 8 時間と設定する。

なお，8 時間以降に不要となる設備のうち，容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については，切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

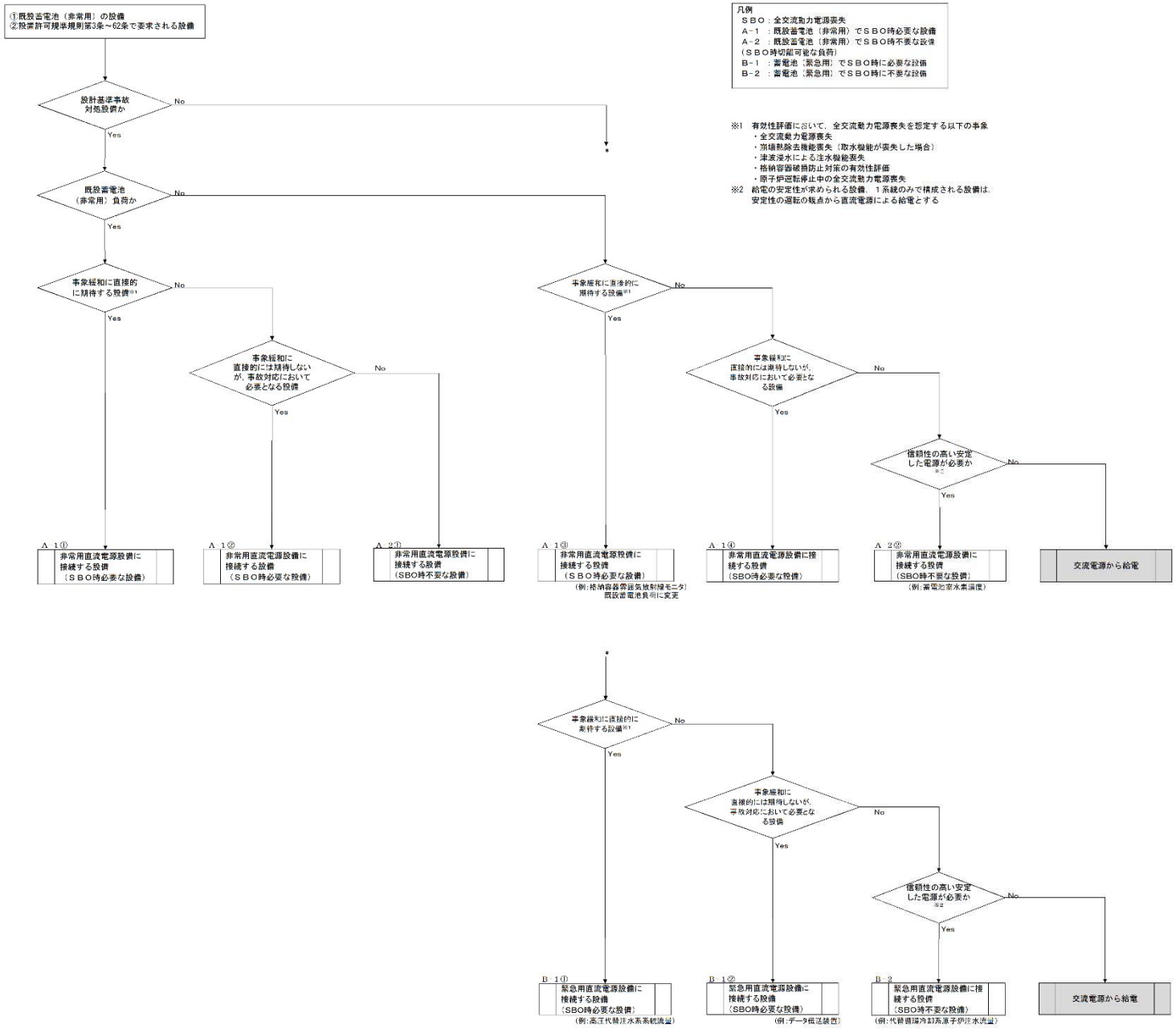
原子炉隔離時冷却系，直流非常灯

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力

（下線部：建設時，直流の電力供給を必要とした設備）

d．全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

ｃ．の給電対象設備のうち，切り離しを行っていない残りの設備を給電継続対象設備とする。ここでの要求時間は，有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと，設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し， 24 時間を設定する。



第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（1／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時 SBO	不要負荷時 SBO	注）必要負荷時 SBO	不要負荷時 SBO						
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
4 条	地震による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	ＤＢ	●④	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
			5-2	潮位計	ＤＢ	●④	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
			5-3	取水ピット水位計	ＤＢ	●④	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	－	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う											
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	ＤＢ	－	●②	－	●	95 分	9 時間	9 時間	－	－	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
10 条	誤操作の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	9 時間	24 時間	－	－	－
12 条	安全施設	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う											
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う											

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（2／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2						
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
15 条	炉心等	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）（54-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 54 条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）の（54-1）で整理して記載									
			16-2	使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	ＤＢ	－	●①	－	－	95 分	24 時間	－	－	－	－
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ	ＤＢ	－	●②	－	－	95 分	9 時間	9 時間	－	－	－
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	ＤＢ	－	●②	－	－	95 分	9 時間	9 時間	－	－	－
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
18 条	蒸気タービン	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁（21-2, 46-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の（46-1）で整理して記載									
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系※2（21-1, 45-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 45 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の（45-2）で整理して記載									
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系※2（20-1, 45-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 45 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）の（45-2）で整理して記載									
			21-2	逃がし安全弁（19-1, 46-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の（46-1）で整理して記載									
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装※3（58-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●③	－	－	－	60 分	60 分	60 分	－	－	－
			23-2	起動領域計装※3（58-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	60 分	－	－	4 時間	－	－

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（3／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （58-3 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-3）で整理して記載									
			23-4	原子炉圧力 （58-5 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-5）で整理して記載									
			23-5	ドライウェル圧力（ＤＢ）	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
			23-6	サプレッション・プール水温度（ＤＢ）	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）（58-13 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-13）で整理して記載									
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）（58-14 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-14）で整理して記載									
			23-9	サプレッション・プール水位（ＤＢ）	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
			23-10	原子炉隔離時冷却系系統流量 （58-21 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-21）で整理して記載									
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備（構内監視カメラ等）※4	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（4／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
31 条	監視設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
32 条	原子炉格納施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
33 条	保安電源設備	有	33-1	M／C，P／C 遮断器の制御電源	DB／SA	●②	－	－	－	1 分	1 分	1 分	－	－	－
			33-2	M／C 遮断器の制御電源	DB／SA	－	●①	－	－	1 分	－	－	－	1 分	－
			33-3	非常用ディーゼル発電機期励磁	DB／SA	－	●①	－	－	1 分	1 分	1 分	－	－	－
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	DB／SA	－	●①	－	－	1 分	－	－	－	1 分	－
34 条	緊急時対策所	有	34-1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●②	－	－	－	8 時間	24 時間	－	－	－	－
			35-2	衛星電話設備（62-1 と同じ）	DB／SA	第 62 条（通信連絡を行うために必要な設備）の（62-1）で整理して記載									
			35-3	データ伝送装置（62-2 と同じ）	DB／SA	第 62 条（通信連絡を行うために必要な設備）の（62-2）で整理して記載									
36 条	補助ボイラー	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う											

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（5／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
39 条	地震による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
40 条	津波による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
41 条	火災による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
42 条	特定重大事故等対処施設	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
43 条	重大事故等対処設備	有	－	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う											
44 条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	ＳＡ	●①	－	－	－	60 分	9 時間	9 時間	－	－	－
			44-2	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）	ＳＡ	●①	－	－	－	60 分	9 時間	9 時間	－	－	－
45 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系※5 （51-1 と同じ）	ＳＡ	－	－	●①	－	8 時間	－	－	－	－	24 時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系※2，※5，※11 （20-1，21-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	8 時間	24 時間	－	－	－	24 時間
46 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁※11 （19-1，21-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	●①	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
47 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系※6	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（6／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時 SBO	不要負荷時 SBO	注）必要負荷時 SBO	不要負荷時 SBO						
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置※7（50-1, 52-1, 58-25 と同じ）	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置※7（48-2, 52-1, 58-25 と同じ）	ＳＡ	第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）の（48-2）で整理して記載									
51 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	高圧代替注水系（45-1 と同じ）	ＳＡ	－	－	●①	－	8 時間	－	－	－	－	24 時間
52 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置※7（48-2, 50-1, 58-25 と同じ）	ＳＡ	第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）の（48-2）で整理して記載									
53 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-1	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			53-2	原子炉建屋水素濃度	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			53-3	原子炉ウェル水位	自主	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）※11（16-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●③	－	●①	－	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（7／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷	不要負荷	注）必要負荷	不要負荷						
55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
56 条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
57 条	電源設備	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う											
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装※3（23-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 23 条(計測制御系統施設)の（23-1）で整理して記載									
			58-2	起動領域計装※3（23-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 23 条(計測制御系統施設)の（23-2）で整理して記載									
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （23-3 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	24 時間	24 時間	9 時間	－	－	－
			58-4	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-5	原子炉圧力（23-4 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	24 時間	24 時間	9 時間	－	－	－
			58-6	原子炉圧力（ＳＡ）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-8	ドライウェル圧力	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-9	サプレッション・チェンバ圧力	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-10	ドライウェル雰囲気温度	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-11	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（8／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
58 条	計装設備	有	58-12	サプレッション・プール水温度	SA	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D／W）（23-7 と同じ）※11	D B／S A	●①	－	●①	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S／C）※11（23-8 と同じ）	D B／S A	●①	－	●①	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
			58-15	サプレッション・プール水位	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-16	格納容器下部水位	S A	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-17	代替淡水貯槽水位	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-18	高圧代替注水系系統流量	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量※8	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	S A	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量（23-10 と同じ）	D B／S A	●①	－	－	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※9	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※10	S A	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	S A	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置※7（48-2, 50-1, 52-1 と同じ）	S A	第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）の（48-2）で整理して記載									

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第2.2－1表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（9／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時SBO	不要負荷時SBO	注）必要負荷時SBO	不要負荷時SBO						
58条	計装設備	有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	－	－	●②	－	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	－	－	－	●※12	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-28	原子炉建屋水素濃度	SA	－	－	－	●※12	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	DB／SA	●②	－	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	－	－	●②	－	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	DB／SA	－	●①	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB／SA	－	●①	－	－	24時間	24時間	9時間	－	－	－
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	－	－	－	●※12	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●④	－	●②	－	24時間	24時間	24時間	－	－	24時間
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	SA	－	－	－	●※12	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	SA	－	－	－	●※12	24時間	－	－	－	－	24時間
			58-37	格納容器下部水温	SA	－	－	●②	－	24時間	－	－	－	－	24時間
59条	原子炉制御室	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
60条	監視測定設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
61条	緊急時対策所	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

注）①～④：第2.2－1図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（10／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時 S B O	不要負荷時 S B O	注）必要負荷時 S B O	不要負荷時 S B O						
62 条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	衛星電話設備（35-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●④	－	●②	－	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間
			62-2	データ伝送装置（35-3 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●④	－	●②	－	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

（凡例）

■：区分Ⅰの蓄電池（125V 系蓄電池Ａ系）から電力供給

■：区分Ⅱの蓄電池（125V 系蓄電池Ｂ系）から電力供給

■：中性子モニタ用蓄電池Ａ系又は中性子モニタ用蓄電池Ｂ系から電力供給

■：区分Ⅲの蓄電池（125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系）から電力供給

■：緊急用 125V 系蓄電池から電力供給

__：建設時直流の電力供給を必要としていた設備

（略語）

Ｄ/Ｗ：ドライウェル

Ｓ/Ｃ：サプレッション・チェンバ

※1　ＤＢは設計基準事故対処設備を示す。ＳＡは重大事故等対処設備を示す。自主は自主対策設備を示す。

※2　重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については，緊急用 125V 系蓄電池から供給可能な設計とする。

※3　平均出力領域計装及び起動領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うため，蓄電池から当該設備への給電時間は，60 分間で設定する。なお，起動領域計装については全交流動力電源喪失後約 4 時間監視可能である。

※4　外の状況を監視する設備は，構内監視カメラ，津波監視カメラ，取水ピット水位計，潮位計，気象観測設備，モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ，津波監視カメラ，取水ピット水位計，潮位計は，全交流動力電源喪失後約 8 時間監視可能である。

※5　全交流動力電源喪失時において，原子炉隔離時冷却系による原子炉への

注水に失敗している場合は，重大事故等対処設備である高圧代替注水系により，原子炉への注水が可能な設計とする。

※6　耐圧強化ベント系は，耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。

※7　格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置水位，フィルタ装置圧力，フィルタ装置スクラビング水温度，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。

※8　低圧代替注水系原子炉注水流量は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。

※9　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器へのスプレイ流量の監視に用いる。

※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水流量の監視に用いる。

※11 区分Ⅰ又は区分Ⅱの蓄電池から電力供給ができない場合には，電源切替盤にて電源切替操作することにより，緊急用 125V 系蓄電池から電力供給が可能である。

※12 原則，直流機器を選定することで監視システム設備の構成上有利となる。

第 2.2－2 表　設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(1／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（広帯域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（燃料域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧代替注水系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
ドライウェル雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	－	－	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・プール水温度	○	－	○	－	○	○	○	○	○	－	○	－	－	－	○
格納容器下部水温	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
ドライウェル圧力	－	－	○	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ圧力	－	－	－	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・プール水位	－	○	○	○	－	○	○	－	○	－	－	－	○	－	○
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)	－	－	○	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)	－	－	○	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
起動領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置水位	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置圧力	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置スクラビング水温度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○

第 2.2－2 表　設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(2／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
フィルタ装置入口水素濃度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
代替淡水貯槽水位	－	－	－	○	－	○	－	○	○	－	○	－	○	－	○
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	○	○	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	○
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉建屋水素濃度	－	－	－	－	－	－	○	－	－	○	○	－	－	－	○
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
使用済燃料プール水位・温度(SA 広域)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プール温度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレイ系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系系統流量	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレイ系系統流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	－	－	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	－	－	○	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○

第 2.2－2 表　設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(3／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
西側淡水貯水設備水位	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	○	－	○	－	○

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（1／5）

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源対象】																							
原子炉隔離時冷却系	－	－	○	－	○	○	○	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	－	○	－	－	○	○	－	－
【制御電源対象】																							
原子炉圧力容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉圧力	○	○	○	－	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉水位（広帯域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系系統流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	－	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（2／5）

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
代替循環冷却系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	－	○	○	○	－	○	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	－	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・プール水温度	－	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器下部水温	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル圧力	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ圧力	○	－	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・プール水位	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（3／5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
起動領域計装	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置圧力	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置スクラビング水温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置入口水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替淡水貯槽水位	○	－	－	－	－	○	○	－	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（4／5）

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉建屋水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系系統流量	－	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－
低圧炉心スプレイ系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	－	－	－	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（5／5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
残留熱除去系熱交換器入口温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－
残留熱除去系熱交換器出口温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
残留熱除去系海水系系統流量	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系海水系系統流量	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
西側淡水貯水設備水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

（凡例）

⬚：有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している事故シーケンス及び設備

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

(5) 全交流動力電源喪失時の電力供給の方法

125V 系蓄電池Ａ系又は 125V 系蓄電池Ｂ系から 24 時間電力供給が必要な直流設備に電力源供給を行う場合，蓄電池の容量を考慮し，下記のとおり不要な負荷の切離し操作を行う。

【全交流動力電源喪失から 60 分以内】

・125V 系蓄電池Ａ系の不要な負荷の切り離し※1

・125V 系蓄電池Ｂ系の不要な負荷の切り離し※1

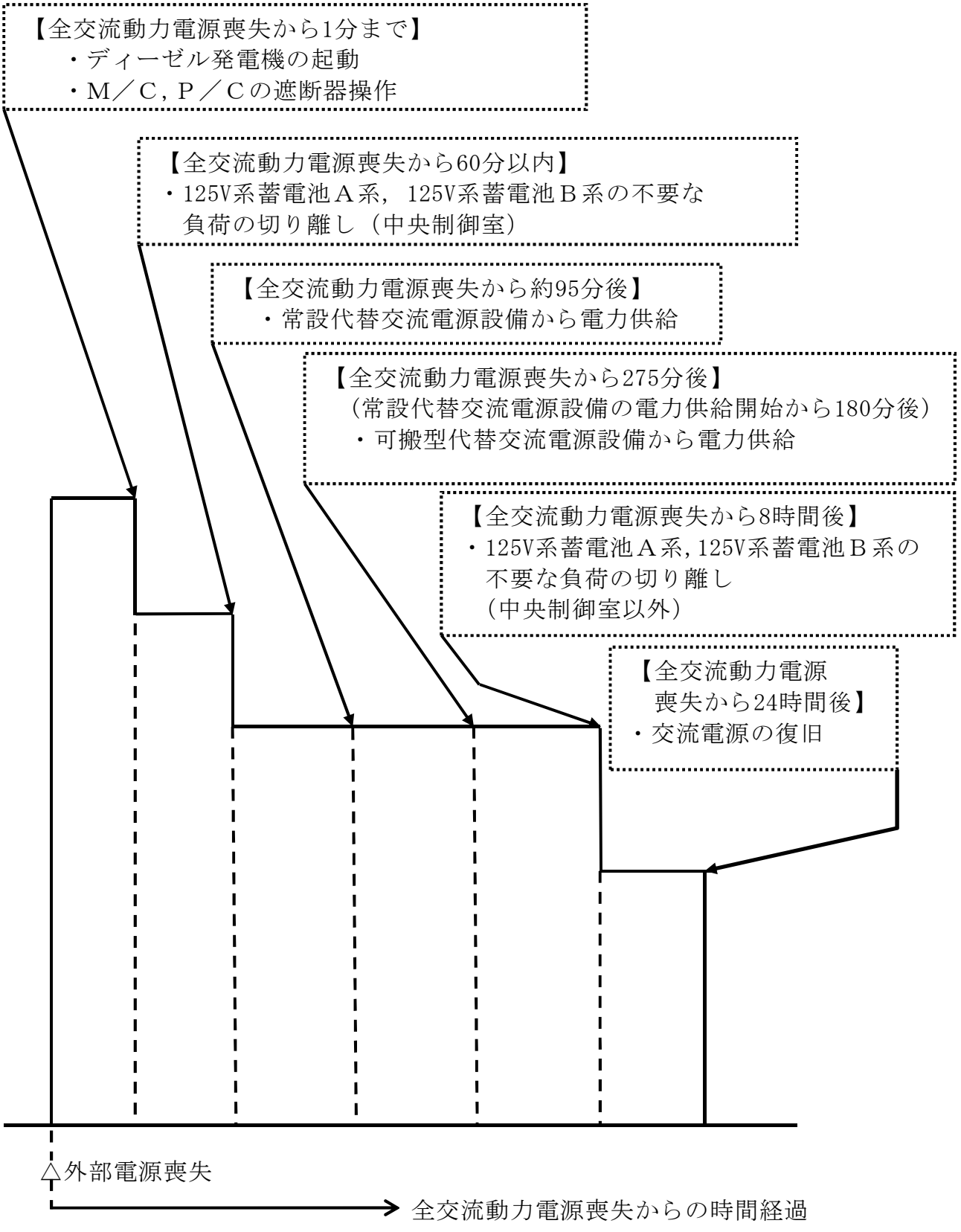
※１　中央制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作にて切り離し可能な負荷

【全交流動力電源喪失から 8 時間後】

・125V 系蓄電池Ａ系の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

・125V 系蓄電池Ｂ系の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

全交流動力電源喪失直後から 24 時間後までの間に考慮する設備操作の時系列を第 2.2－2 図に示す。



第 2.2－2 図　全交流動力電源喪失発生以降において考慮する設備操作の時系列

2.3　電気容量の設定

2.3.1　蓄電池（非常用）の容量について

2.3.1.1　蓄電池（非常用）の運用方法について

蓄電池（非常用）の運用方法は以下のとおり。

(1)　125V 系蓄電池Ａ系（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V 系蓄電池Ａ系の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について，切り離しを行う。その後，全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後，16 時間にわたり使用する。

(2)　125V 系蓄電池Ｂ系（区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V 系蓄電池Ｂ系の不要な負荷のうち中央制御室にて簡易な操作により切り離し可能な負荷について，切り離しを行う。その後，全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後，16 時間にわたり使用する。

(3)　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系(区分Ⅲ)

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 24 時間後まで使用する。

(4)　中性子モニタ用蓄電池（Ａ系：区分Ⅰ，Ｂ系：区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 4 時間後まで使用する。

2.3.1.2　125V 系蓄電池Ａ系の容量

(1)　125V 系蓄電池Ａ系の負荷内訳

125V 系蓄電池Ａ系は，以下の第 2.3.1-1 表に示す負荷に電力を供給する。また，125V 系蓄電池Ａ系による負荷給電パターンを，第 2.3.1－1 図に示す。

第 2.3.1－1 表　125V 系蓄電池Ａ系負荷一覧表

負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間※1	9-24 時間
M／C，P／C遮断器の制御電源				
２C非常用ディーゼル発電機初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
その他の負荷※3				
合計	1,750	255	238	134

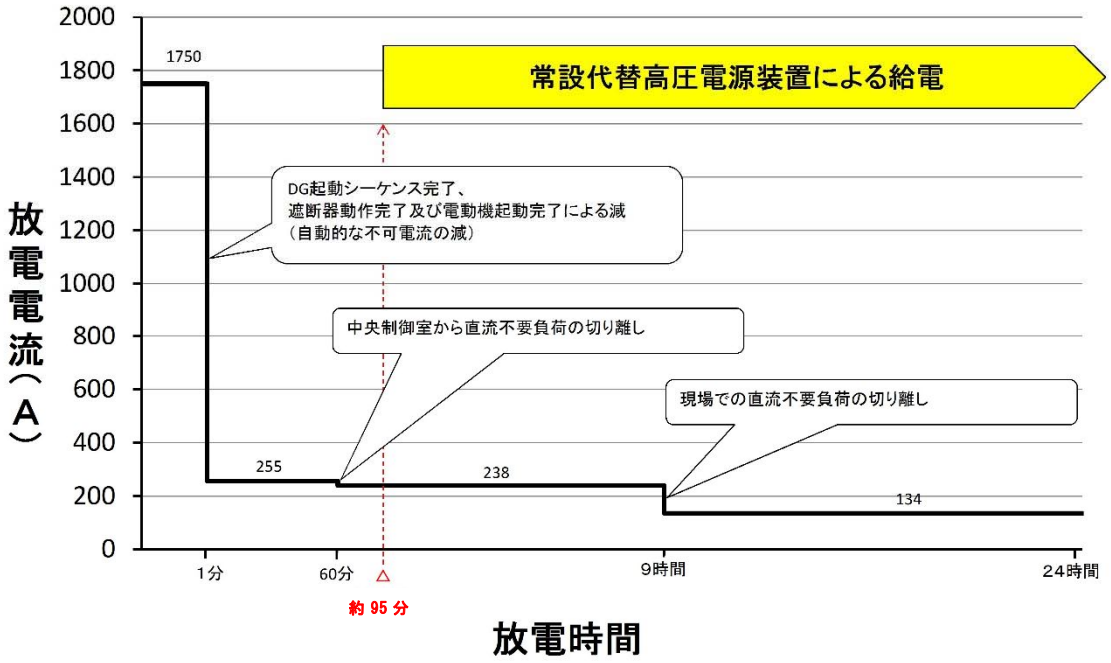
単位：A

※1　事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが，作業時間を考慮し，容量計算では 9 時間まで給電を継続するものとしている。

※2　２C非常用ディーゼル発電機初期励磁はM／C，P／C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく，各動作時間は 1 分未満である。また，２C非常用ディーゼル発電機初期励磁電流（　　）はM／C，P／C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）より小さいため，電流値の大きいM／C，P／C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）に 1 分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算す

る。

※3　その他の負荷の内訳は「別紙10　蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳」に示す。



第 2.3.1－1 図　125V 系蓄電池Ａ系負荷給電パターン

(2)　125V 系蓄電池Ａ系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。）

①　1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1{,}750] = 1{,}444\mathrm{Ah}$$

K_1：0.66（1 分），I_1：1,750（A）

②　60 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1{,}750 + 1.98 \times (255 - 1{,}750)]$$

$$= 675\mathrm{Ah}$$

K_1：2.00（60 分），I_1：1,750（A）

K_2：1.98（59 分），I_2：255（A）

③　9 時間（540 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1{,}750 + 9.43 \times (255 - 1{,}750) + 8.72 \times (238 - 255)]$$

$$= 2{,}843\text{Ah}$$

K_1：9.44（540 分），I_1：1,750（A）

K_2：9.43（539 分），I_2：255（A）

K_3：8.72（480 分），I_3：238（A）

④　24 時間（1,440 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_4 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2) + K_4(I_4 - I_3)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1{,}750 + 24.31 \times (255 - 1{,}750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)]$$

$$= 5{,}284\text{Ah}$$

K_1：24.32（1,440 分），I_1：1,750（A）

K_2：24.31（1,439 分），I_2：255（A）

K_3：23.32（1,380 分），I_3：238（A）

K_4：15.32（900 分），I_4：134（A）

注）C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L　：保守率（0.8）

K_i：容量換算時間(時)　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I　：放電電流（A）

サフィックスｉ（添え字)1,2,3・・・,n：放電電流の変化の順に付番

C_i（ｉ＝1,2,3・・・,n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より，全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,284Ah であり，125V 系蓄電池Ａ系の容量（約 6,000Ah）以下であることから，125V 系蓄電池Ａ系は必要な容量を有している。

2.3.1.3　125V 系蓄電池Ｂ系の容量

(1) 125V 系蓄電池Ｂ系の負荷内訳

125V 系蓄電池Ｂ系は，以下の第 2.3.1－2 表に示す負荷に電力を供給する。また，125V 系蓄電池Ｂ系による負荷給電パターンを，第 2.3.1－2 図に示す。

第 2.3.1－2 表　125V 系蓄電池Ｂ系負荷一覧表

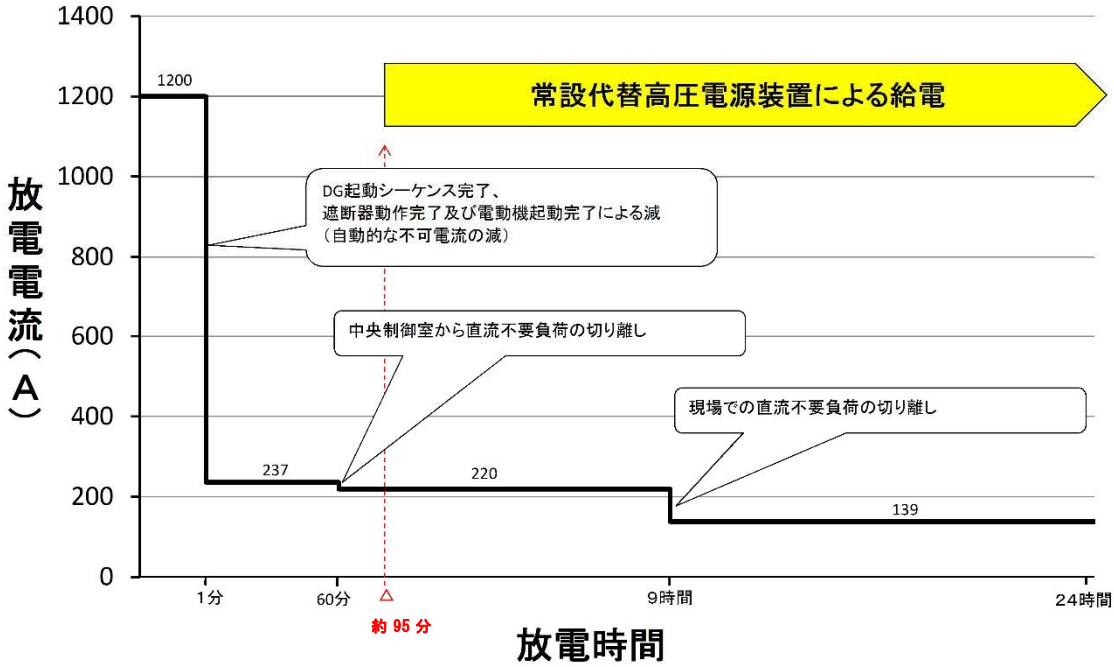
負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間※1	9-24 時間
M／C，P／C 遮断器の制御電源				
２Ｄ非常用ディーゼル発電機初期励磁				
その他の負荷※3				
合計	1,200	237	220	139

単位：A

※1　事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが，作業時間を考慮し，容量計算では 9 時間まで給電を継続するものとしている。

※2　２Ｄ非常用ディーゼル発電機初期励磁はM／C，Ｐ／Ｃ遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく，各動作時間は 1 分未満である。また，２Ｄ非常用ディーゼル発電機初期励磁電流 [redacted] はM／C，Ｐ／Ｃ遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）より小さいため，電流値の大きいM／C，Ｐ／Ｃ遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）に 1 分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3　その他の負荷の内訳は「別紙 10　蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳」に示す。



第 2.3.1－2 図　125V 系蓄電池Ｂ系負荷給電パターン

(2)　125V 系蓄電池Ｂ系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。）

①　1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1{,}200] = 990\text{Ah}$$

K_1：0.66（1 分），I_1：1,200（A）

②　60 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1200 + 1.98 \times (237 - 1{,}200)]$$

$$= 617\text{Ah}$$

K_1：2.00（60 分），I_1：1,200（A）

K_2：1.98（59 分），I_2：237（A）

③　9 時間（540 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1{,}200 + 9.43 \times (237 - 1{,}200) + 8.72 \times (220 - 237)]$$

$$= 2{,}624\text{Ah}$$

K_1：9.44（540 分），I_1：1,200（A）

K_2：9.43（539 分），I_2：237（A）

K_3：8.72（480 分），I_3：220（A）

④　24 時間（1,440 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_4 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2) + K_4(I_4 - I_3)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1{,}200 + 24.31 \times (237 - 1{,}200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)]$$

$$= 5{,}171\text{Ah}$$

K_1：24.32（1,440 分），I_1：1,200（A）

K_2：24.31（1,439 分），I_2：237（A）

K_3：23.32（1,380 分），I_3：220（A）

K_4：15.32（900 分），I_4：139（A）

注）C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L　：保守率（0.8）

K_i：容量換算時間(時)　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I　：放電電流（A）

サフィックスｉ（添え字)1,2,3・・・,n：放電電流の変化の順に付番C_i（ｉ＝1,2,3・・・,n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より，全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5,171Ah であり，125V 系蓄電池Ｂ系の容量（約 6,000Ah）以下であることから，125V 系

蓄電池Ｂ系は必要な容量を有している。

2.3.1.4　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系の容量

(1)　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系の負荷内訳

125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系は，以下の第 2.3.1－3 表に示す負荷に電力を供給する。また，125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系による負荷給電パターンを，第 2.3.1－3 図に示す。

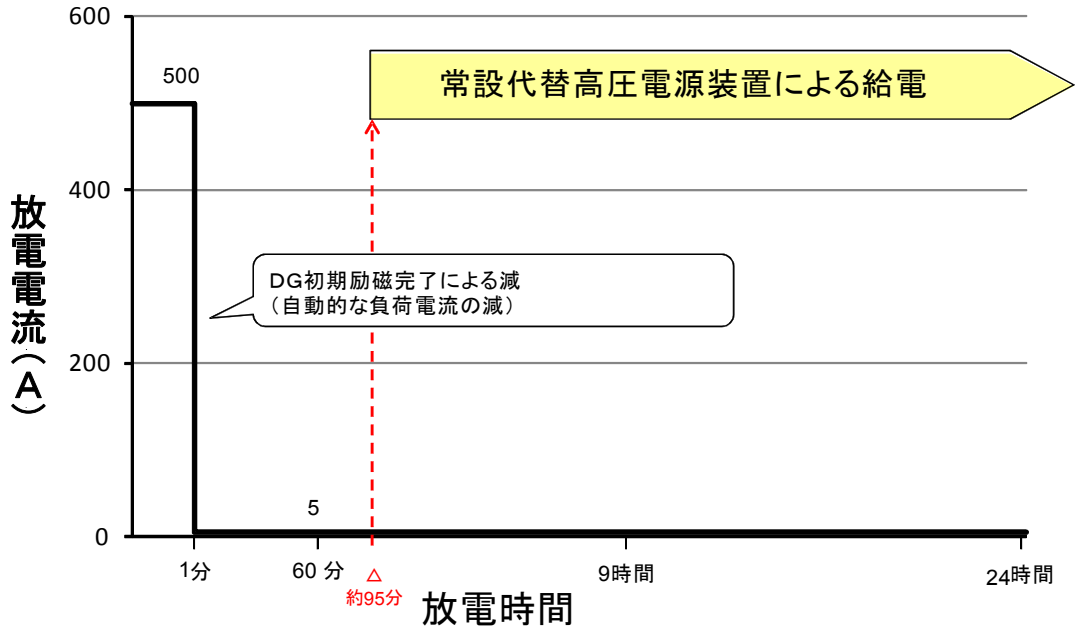
第 2.3.1－3 表　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系負荷一覧表

負荷名称	0-1 分	1 分-24 時間
M／C 遮断器の制御電源		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁		
その他の負荷※2		
合計	500	5

単位：A

※1　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁はM／C 遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく，各動作時間は 1 分未満である。また，M／C 遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し［　　］A）は，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁電流より小さいため，電流値の大きい高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁電流に 1 分間電力供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※2　その他の負荷の内訳は「別紙 10　蓄電池（非常用）の容量内訳」に示す。



第 2.3.1－3 図　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系負荷給電パターン

(2)　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙添 6 に示す。）

①　1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

K_1：0.66（1 分），I_1：500（A）

②　24 時間（1440 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$

$$= 159\text{Ah}$$

K_1：24.32（1,440 分），K_2：24.31（1,439 分）

I_1 ：500（A），I_2：5（A）

注）C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L　：保守率（0.8）

K_i：容量換算時間(時)　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度によ

り定まる容量に換算するための係数

Ｉ　：放電電流（A）

サフィックスｉ（添え字)1,2,3・・・,n：放電電流の変化の順に付番$Ｃ_{i}$（ｉ＝1,2,3・・・,n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より,全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は413Ahであり,125V系蓄電池ＨＰＣＳ系の容量（約500Ah）以下であることから，125V系蓄電池ＨＰＣＳ系は必要な容量を有している。

2.3.1.5　中性子モニタ用蓄電池Ａ系の容量

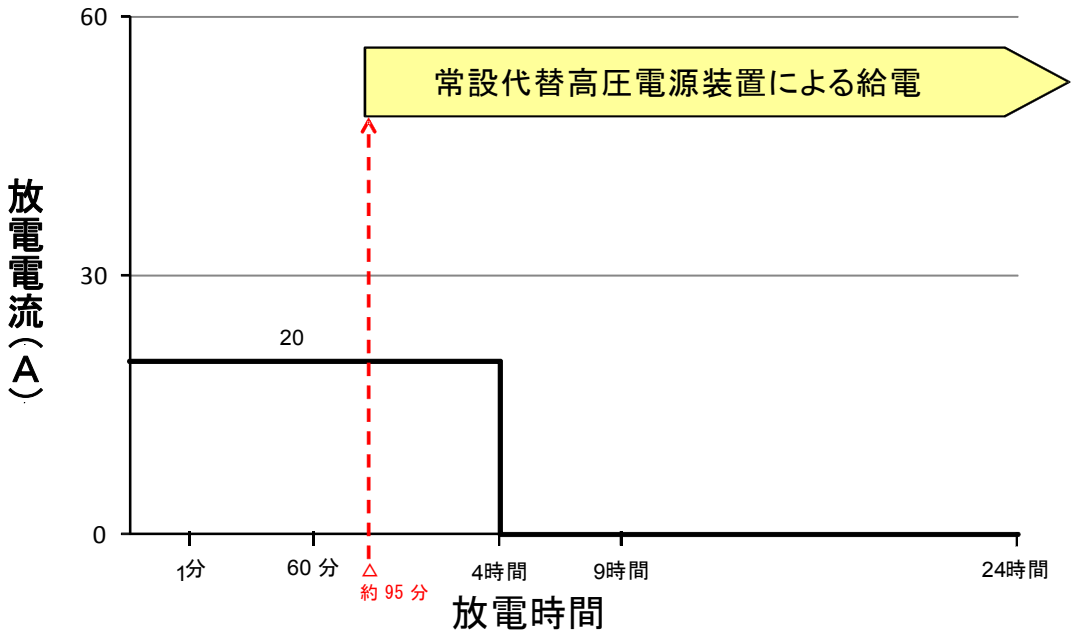
(1)　中性子モニタ用蓄電池Ａ系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池Ａ系は，以下の第 2.3.1-4 表に示す負荷に電力を供給する。また，中性子モニタ用蓄電池Ａ系による負荷給電パターンを，第 2.3.1－4 図に示す。

第 2.3.1－4 表　中性子モニタ用蓄電池Ａ系負荷一覧表

負荷名称	4 時間	
	＋側	－側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計	20.0	20.0

単位：A



第 2.3.1－4 図　中性子モニタ用蓄電池Ａ系負荷給電パターン

(2)　中性子モニタ用蓄電池Ａ系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙 6 に示す。）

①　4 時間（240 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$

K_1：5.30（240 分），I_1：20.0（A）

注）C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

Ｌ　：保守率（0.8）

K_i：容量換算時間(時)　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

Ｉ　：放電電流（A）

サフィックスｉ（添え字)1,2,3・・・,n：放電電流の変化の順に付番C_i（ｉ＝1,2,3・・・,n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より,全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり,中性子モニタ用蓄電池Ａ系の容量（約 150Ah）以下であることから，中性子モニタ用蓄電池Ａ系は必要な容量を有している。

2.3.1.6　中性子モニタ用蓄電池Ｂ系の容量

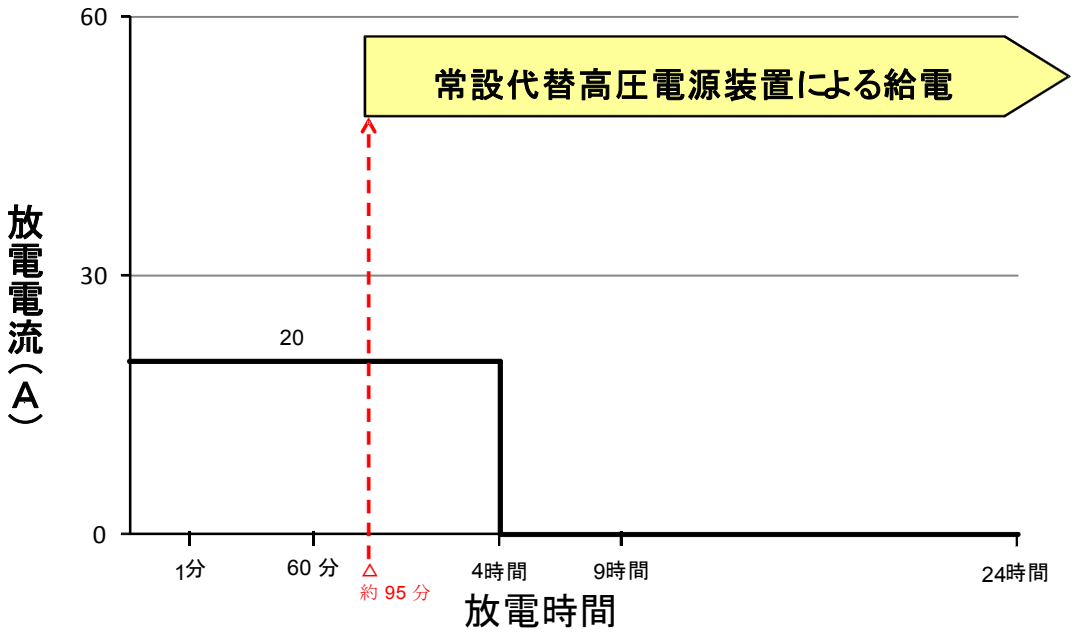
(1)　中性子モニタ用蓄電池Ｂ系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池Ｂ系は，以下の第 2.3.1－5 表に示す負荷に電力を供給する。また，中性子モニタ用蓄電池Ｂ系による負荷給電パターンを，第 2.3.1－5 図に示す。

第 2.3.1－5 表　中性子モニタ用蓄電池Ｂ系負荷一覧表

負荷名称	4 時間	
	＋側	－側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計	20.0	20.0

単位：A



第 2.3.1－5 図　中性子モニタ用蓄電池Ｂ系負荷給電パターン

(2)　中性子モニタ用蓄電池Ｂ系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別紙6に示す。）

①　4時間（240分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$

K_1：5.30（240分），I_1：20.0（A）

注）C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

Ｌ　：保守率（0.8）

K_i：容量換算時間(時)　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

Ｉ　：放電電流（A）

サフィックス$_i$(添え字)1,2,3・・・,n：放電電流の変化の順に付番

C_i（ｉ＝1,2,3・・・,n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より，全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は133Ahであり，中性子モニタ用蓄電池Ｂ系の容量（約150Ah）以下であることから，中性子モニタ用蓄電池Ｂ系は必要な容量を有している。

2.3.1.7 まとめ

蓄電池(非常用)の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を，第 2.3.1－6 表に示す。

本結果より，全交流動力電源喪失に備えて，蓄電池（非常用）が，原子炉の安全停止，停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（24 時間）以上確保でき，設置許可基準規則第 14 条の要求事項を満足する。

第 2.3.1－6 表　蓄電池（非常用）の容量判定

	定格 容量	各時間までの 保守率を考慮した 必要容量	保守率を 考慮した 必要容量	判定 (保守率を考慮 した必要容量 ＜定格容量)
125V 系 蓄電池 Ａ系	約 6,000Ah	1 分間→1,444Ah 60 分間→　675Ah 9 時間→2,843Ah 24 時間→5,284Ah	約 5,284Ah	○
125V 系 蓄電池 Ｂ系	約 6,000Ah	1 分間→　990Ah 60 分間→　617Ah 9 時間→2,624Ah 24 時間→5,171Ah	約 5,171Ah	○
中性子 モニタ用 蓄電池 Ａ系	約 150Ah	4 時間→　133Ah	約 133Ah	○
中性子 モニタ用 蓄電池 Ｂ系	約 150Ah	4 時間→　133Ah	約 133Ah	○
125V 系 蓄電池 ＨＰＣＳ系 (参考)	約 500Ah	1 分間→　413Ah 24 時間→　159Ah	約 413Ah	○

＊下線は各蓄電池の必要容量

2.3.2　蓄電池（非常用）の配置の基本方針

2.3.2.1　蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性

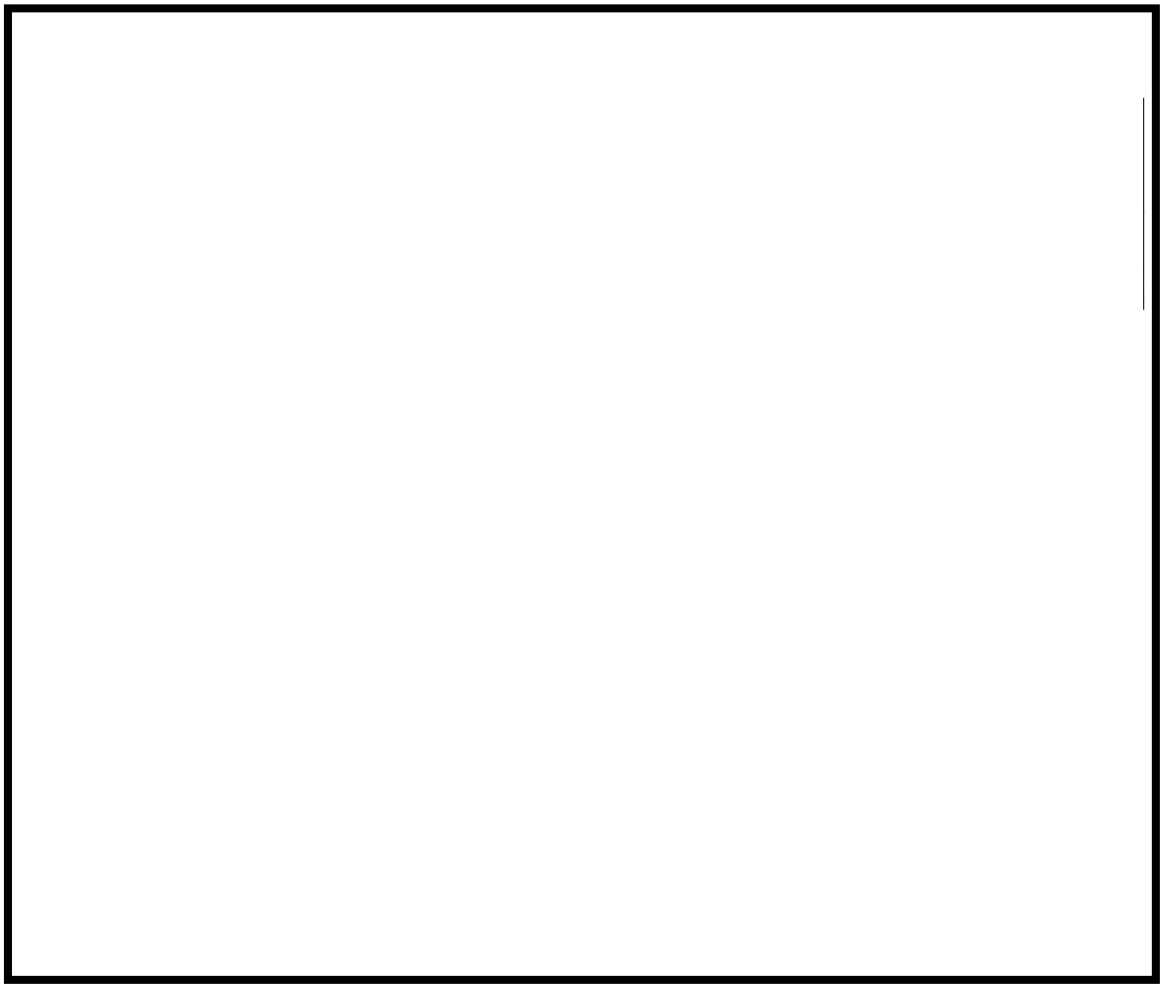
蓄電池（非常用）の配置を，第 2.3.2－1 図に示す。

蓄電池（非常用）は，非常用 3 系統をお互い別の場所に設置しており，主たる共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし，地震，津波，内部火災及び溢水の観点から，これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

また，発電所敷地で想定される地震，津波以外の自然現象として，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮が選定される。

風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内に設置し，各自然現象によって機能が喪失することがない設計とする。落雷については，避雷針の設置，接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより落雷により機能を喪失することがない設計とする。洪水については，立地的要因から設計上の考慮は不要である。

主たる共通要因に対する頑健性を，第 2.3.2－1 表に示す。



第 2.3.2－1 図　蓄電池（非常用）配置図

第 2.3.2－1 表　主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	基準地震動に対して，十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して，建屋及び蓄電池（非常用）が機能維持できる設計とする。
津波	基準津波に対して，浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	新設する防潮堤により蓄電池室が，津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	異なる系統の蓄電池室については，火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する防火壁又は隔壁等により分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し，影響のないことを確認，若しくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して蓄電池（非常用）が機能喪失にならないことを確認する。 また，蓄電池室には，蒸気源及び被水源がないため影響を考慮する必要がない。

別紙１　常設代替交流電源設備から電力供給を開始する時間

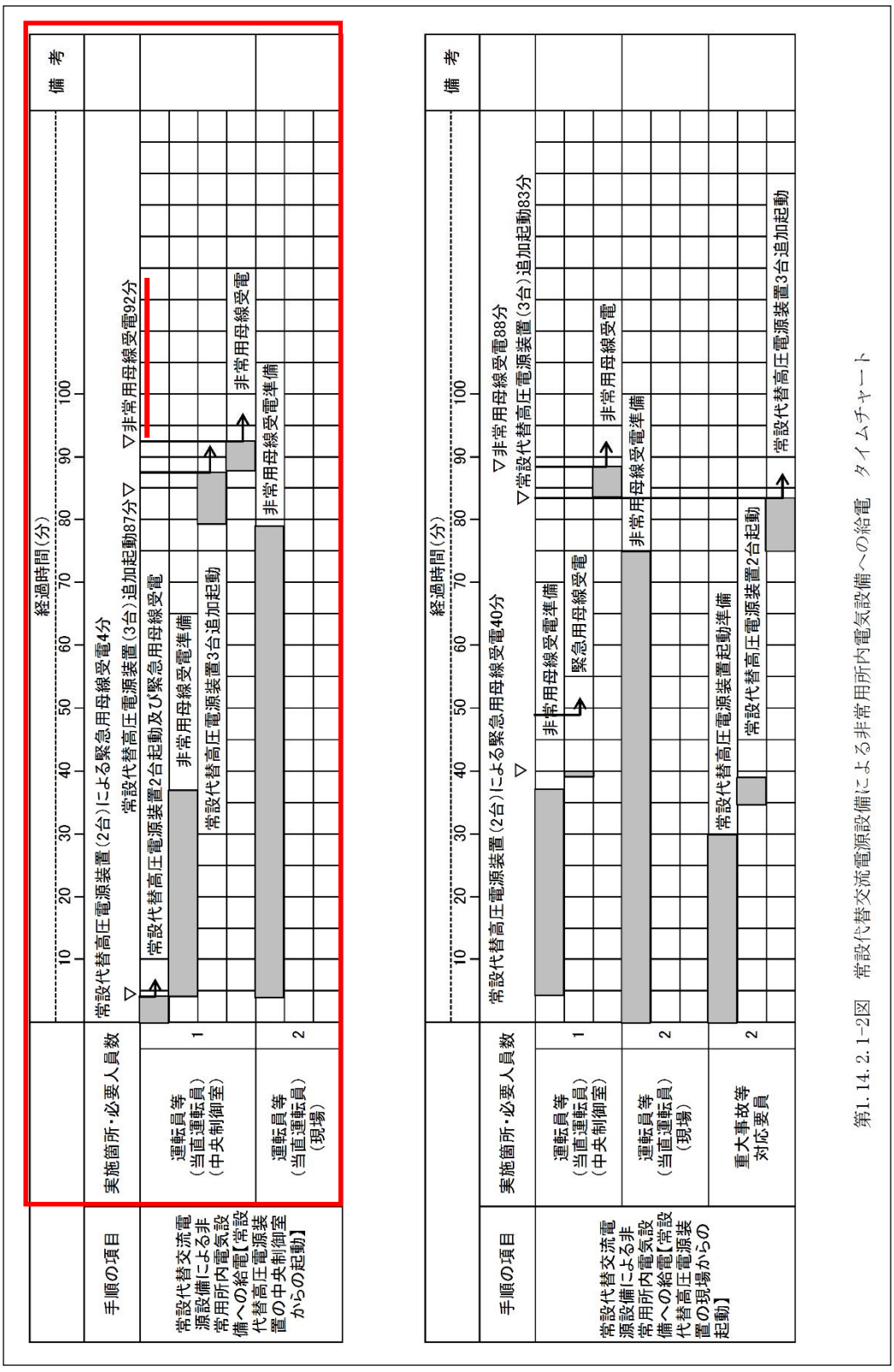
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの電力供給開始に要する時間は，「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」に記載する。同資料に記載する電力供給開始に係る時間評価結果を第１図に示す。

全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）から代替所内電気設備（緊急用Ｍ／Ｃ）への給電に要する時間は 4 分であり，代替所内電気設備に接続している重大事故等対処設備（常設低圧代替冷却系ポンプ等）が使用可能となる。なお，常設代替高圧電源装置 2 台で代替所内電気設備に接続している重大事故等対処設備が使用可能な負荷容量となっている。

その後，２Ｃ及び２Ｄ非常用ディーゼル発電機の故障により非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ　２Ｃ及びＭ／Ｃ　２Ｄ）の母線電圧が喪失している場合には，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 3 台）を追加起動することにより，緊急用Ｍ／Ｃを経由して，非常用所内電気設備（Ｍ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄ）へ給電する。

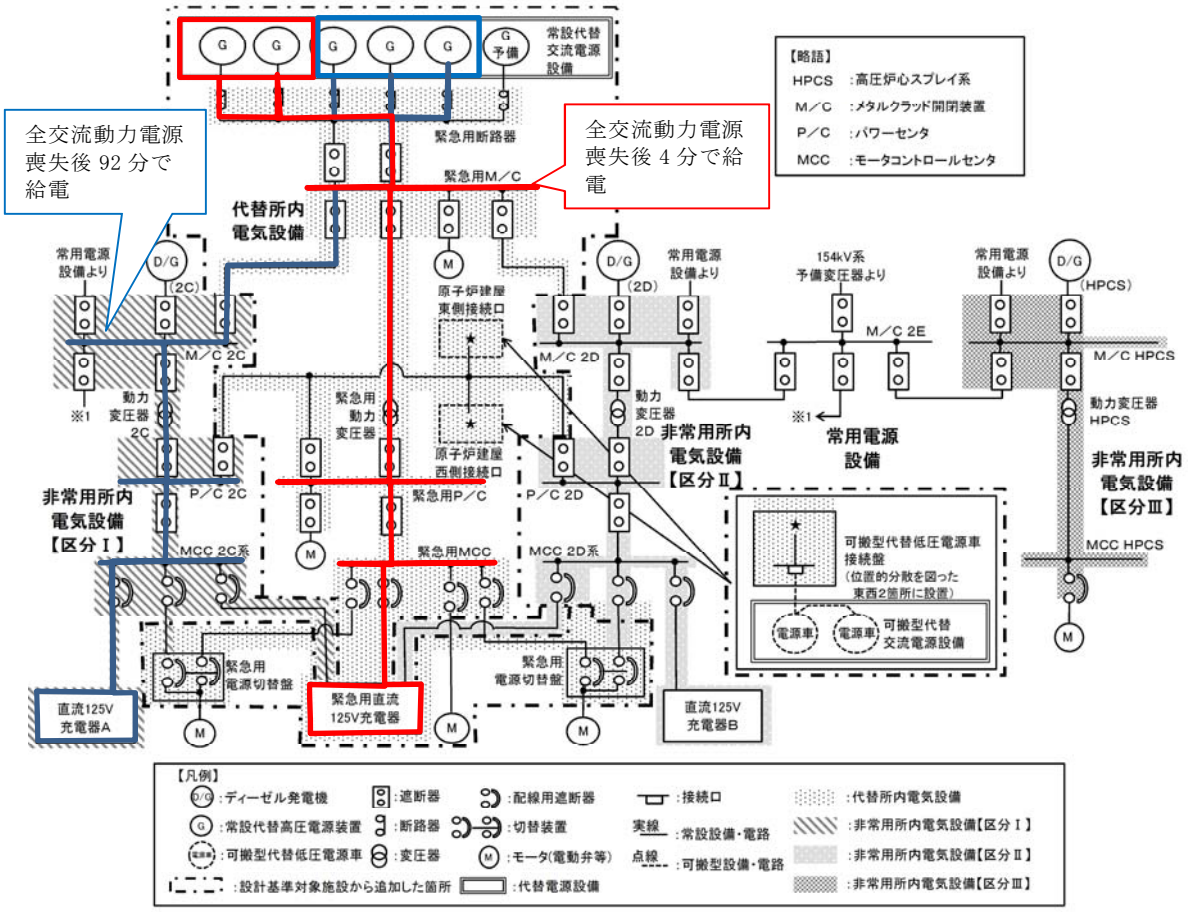
常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）から非常用所内電気設備へ給電に要する時間は 92 分であり，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備に接続している設備（設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備）が使用可能となる。（第２図交流単線結線図参照）

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備へ給電が完了する時間は 92 分であるため，約 95 分で電力供給可能としている。



第1.14.2.1-2図　常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電　タイムチャート

第１図　「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋


全交流動力電源喪失後 92 分で給電
全交流動力電源喪失後 4 分で給電
【略語】
HPCS :高圧炉心スプレイ系
M／C :メタルクラッド開閉装置
P／C :パワーセンタ
MCC :モータコントロールセンタ
常設代替交流電源設備
緊急用断路器
緊急用M／C
代替所内電気設備
常用電源設備より
D/G (2C)
M／C 2C
動力変圧器 2C
※1
P／C 2C
MCC 2C系
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
緊急用動力変圧器
緊急用P／C
緊急用MCC
緊急用電源切替盤
直流125V充電器A
緊急用直流125V充電器
原子炉建屋東側接続口
原子炉建屋西側接続口
D/G (2D)
M／C 2D
動力変圧器 2D
P／C 2D
MCC 2D系
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
直流125V充電器B
154kV系予備変圧器より
M／C 2E
常用電源設備
可搬型代替低圧電源車接続盤
（位置的分散を図った東西2箇所に設置）
電源車
可搬型代替交流電源設備
D/G (HPCS)
M／C HPCS
動力変圧器 HPCS
非常用所内電気設備【区分Ⅲ】
MCC HPCS
【凡例】
:ディーゼル発電機
:常設代替高圧電源装置
:可搬型代替低圧電源車
:設計基準対象施設から追加した箇所
:遮断器
:断路器
:変圧器
:配線用遮断器
:切替装置
:モータ(電動弁等)
:接続口
実線 :常設設備・電路
点線 :可搬型設備・電路
:代替電源設備
:代替所内電気設備
:非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
:非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
:非常用所内電気設備【区分Ⅲ】

第 2 図　交流単線結線図

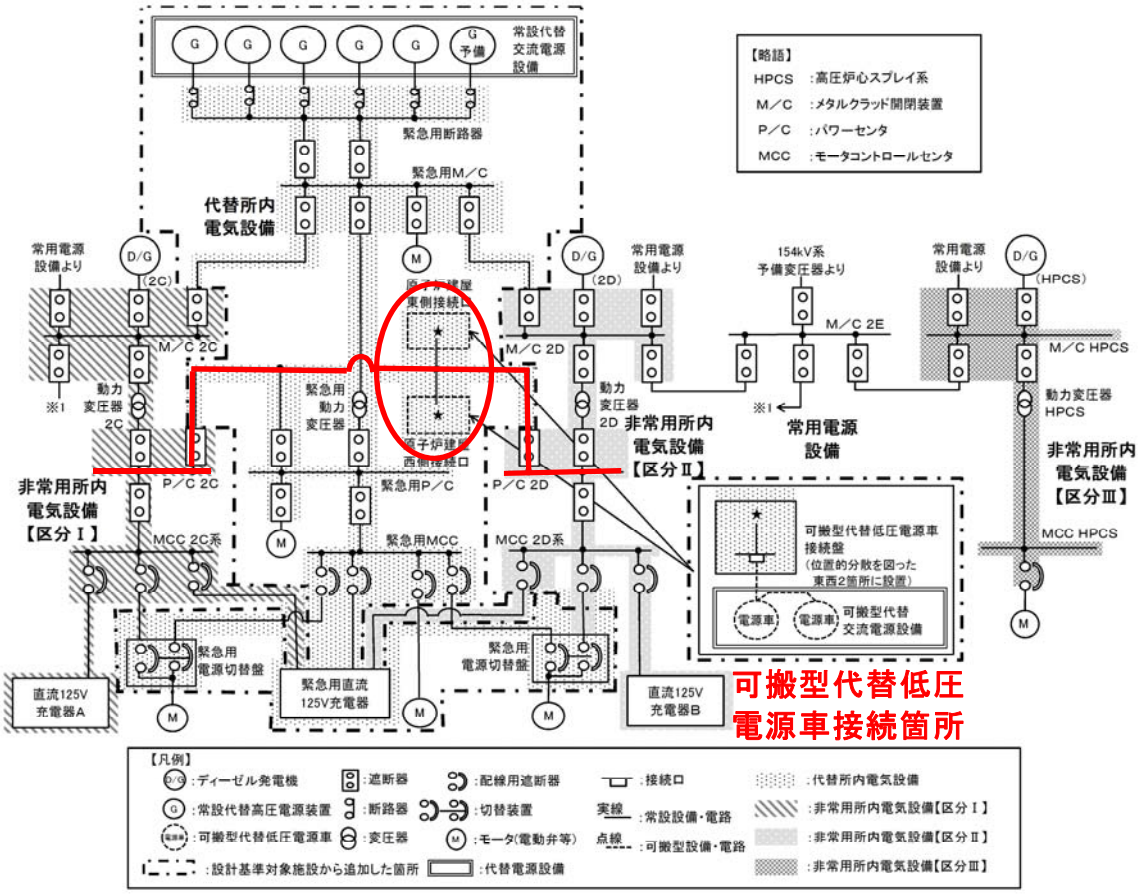
別紙２　可搬型代替電源設備から電力供給を開始する時間

可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備への電力供給方法は，非常用Ｐ／Ｃへの電力供給（第 1 図参照）と，可搬型整流器を用いた直流 125V 主母線盤への電力供給（第 2 図参照）がある。

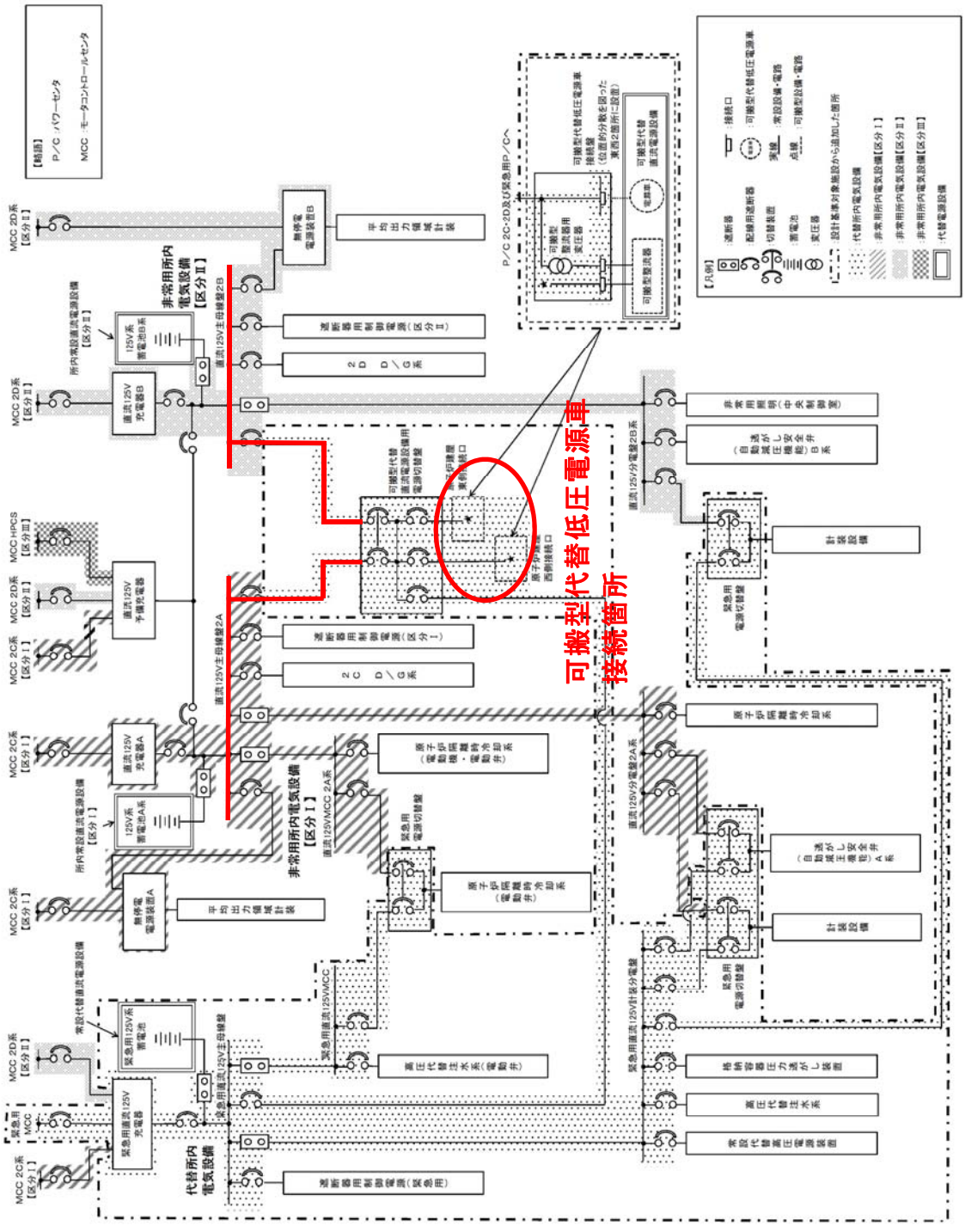
非常用Ｐ／Ｃへの電力供給は 180 分（第 3 図参照），直流 125V 主母線盤への電力供給は 250 分（第 4 図参照）で完了する。

設置許可規準規則第 14 条においては，全交流動力電源喪失から重大事故等に対処するために必要な電力が交流動力電源設備から供給開始されるまでの間，必要負荷に電力を供給することを要求している。

このため，可搬型代替電源設備（可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備の電力供給開始までの時間は，交流動力電源を供給する非常用Ｐ／Ｃへの電力供給時間 180 分を使用する。

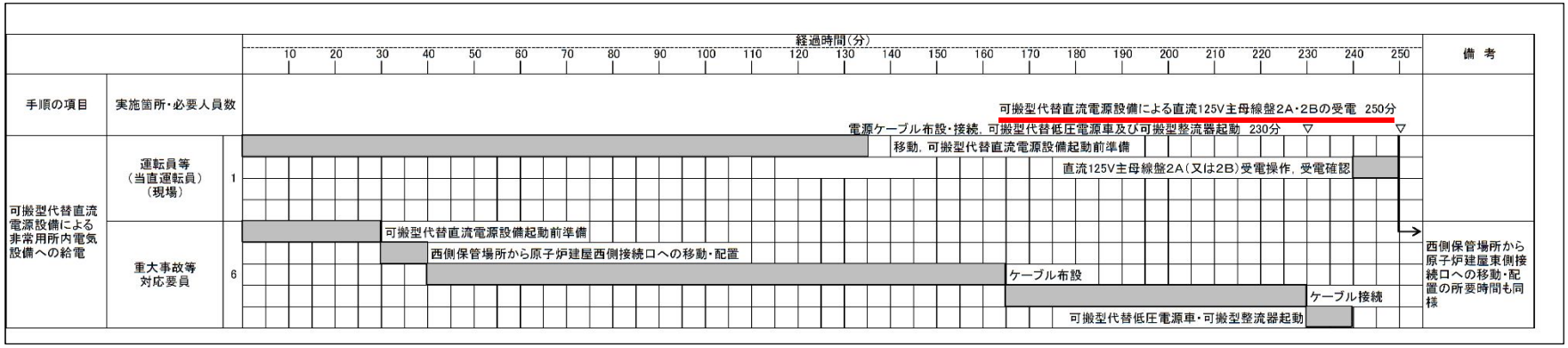


第１図　可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用Ｐ／Ｃ）への電力供給経路図



第２図　可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（125V 主母線盤）への電力供給経路図

第３図　可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（非常用Ｐ／Ｃ）電力供給給電タイムチャート※1



第４図　可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（直流 125V 主母線盤）への電力供給タイムチャート※1

※1　「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」の抜粋

別紙 3　所内常設蓄電式直流電源設備

125V 系蓄電池Ａ系及び 125V 系蓄電池Ｂ系は，重大事故等対処設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用しており，設置許可基準規則第 57 条電源設備　解釈 1b)にて以下の規定がある。

> 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能とする。

上記の要求事項を満足するために，代替電源設備を含む交流電源の復旧に時間を要する場合，125V 系蓄電池Ａ系及び 125V 系蓄電池Ｂ系は全交流動力電源喪失発生後 1 時間及び 8 時間後以降に不要負荷を切り離す手順とする。

別紙４　制御棒位置指示への給電について

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針では，事故時のプラント状態の把握機能は重要度分類のクラス 2 に分類され，非常用電源からの給電要求がある。

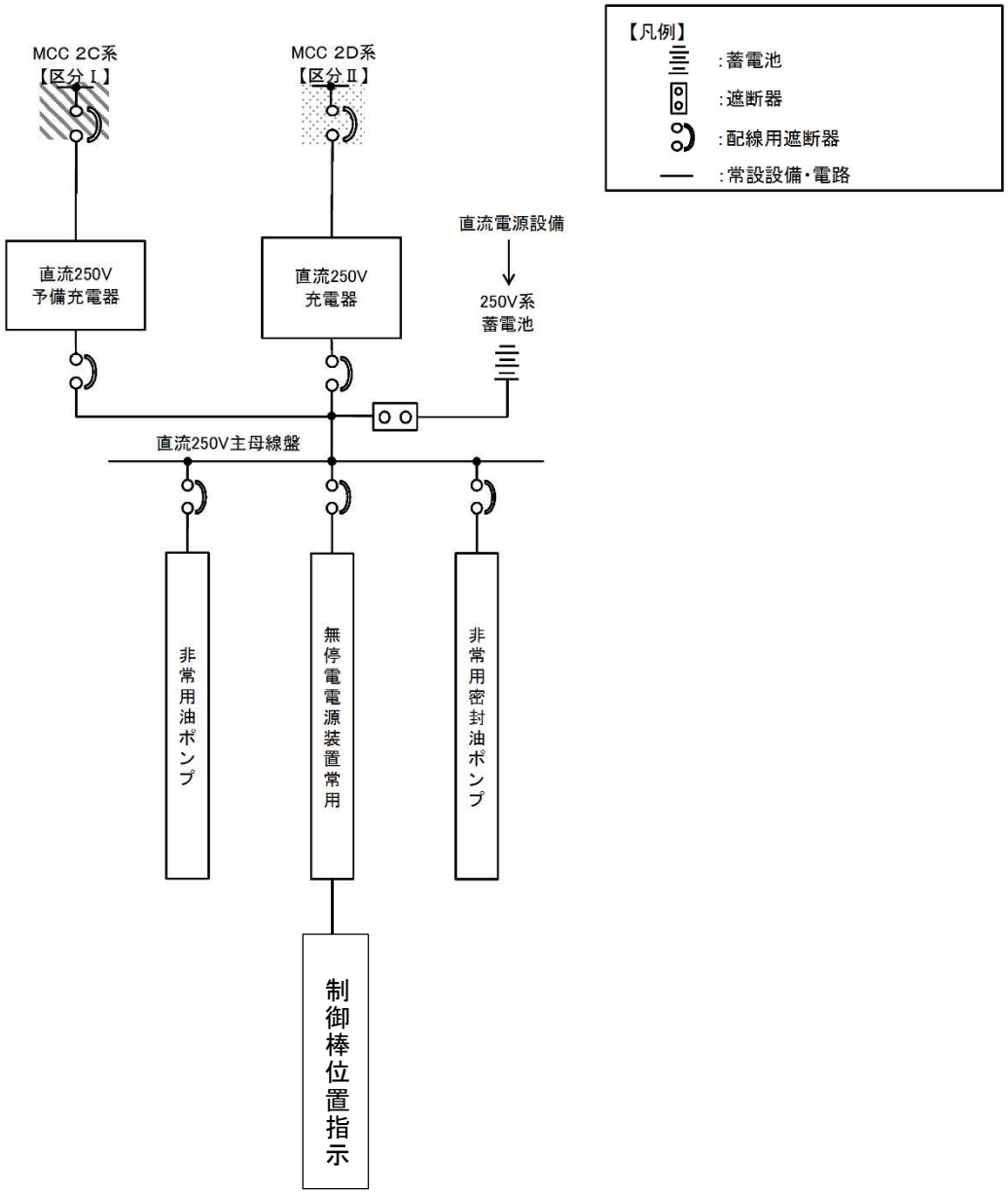
制御棒位置指示は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（ＪＥＡＧ４６１１－２００９）において上記事故時のプラント状態の把握機能を有する設備と位置付けているが，本文第 2.2－1 表の全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流電源設備としては選定していない。これは，以下の理由によるものある。

(1) 制御棒位置指示は耐震Ｃクラス設計であること。

「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（ＪＥＡＧ４６１１－２００９）では，制御棒位置指示の耐震クラスが低いことを考慮し，原子炉スクラム用電磁接触器と相まってクラス２要求を満足する設備と位置付けていること。

(2) 東海第二発電所の制御棒位置指示は無停電電源設備より給電するが，第１図に示すとおり直流電源系は常用蓄電池より給電する設計となっていること。

(3) 上記設計を考慮し，全交流動力電源喪失の有効性評価では原子炉停止状態を確認するためのパラメータとして平均出力領域計装及び起動領域計装を選定していること。



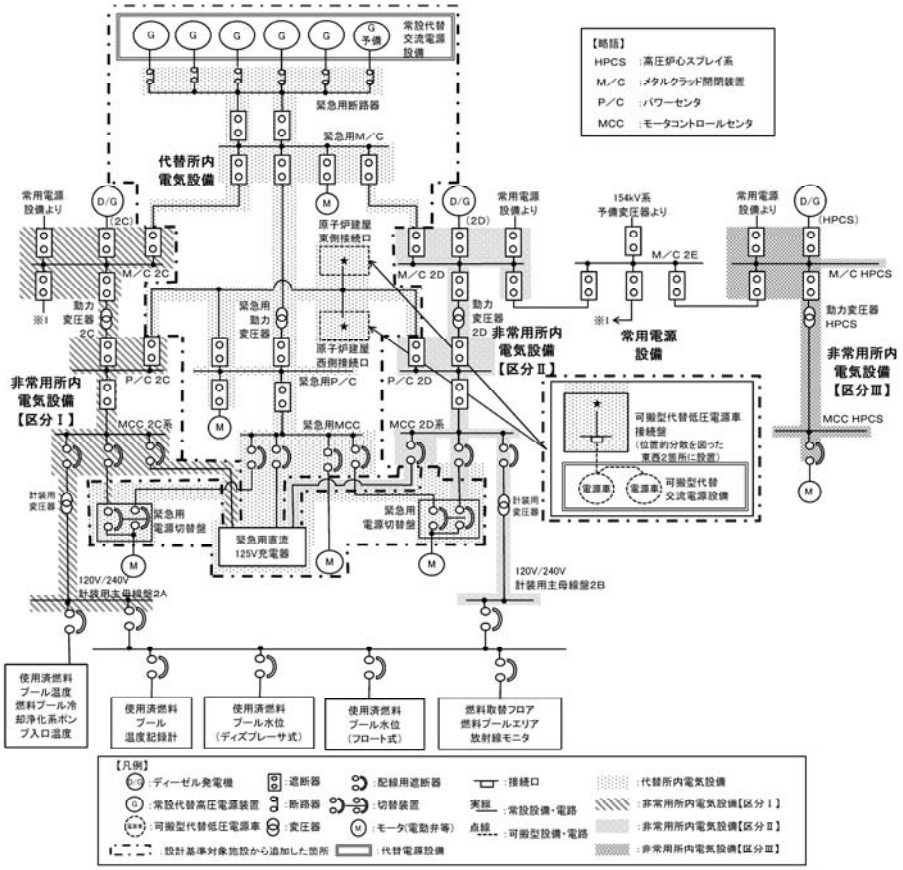
第１図　制御棒位置指示への給電系統

別紙５　使用済燃料プールの水位・温度監視について

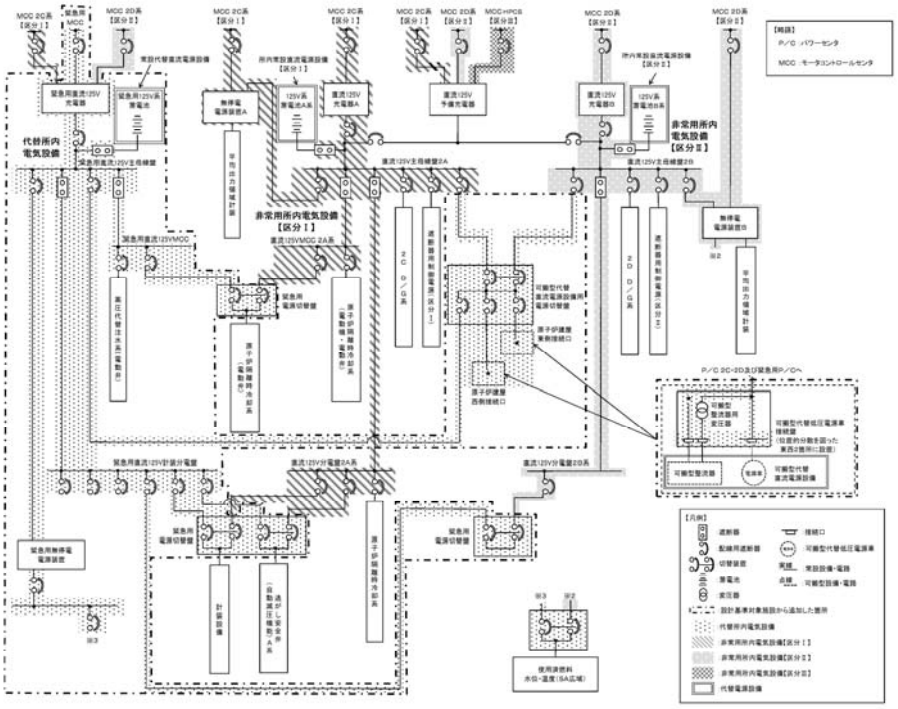
使用済燃料プールの水位・温度の監視は，設置許可基準規則第 16 条第 3 項第 2 号において，外部電源が利用できない場合における使用済燃料プールの水位・温度の監視機能が要求されている。

東海第二発電所の既設の使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度は，第１図に示すとおり非常用交流母線より給電される設計となっている。このため，全交流動力電源喪失時にも使用済燃料プールの水位・温度の監視を可能とするため，蓄電池（非常用）から給電される使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を新たに設置する（第２図）。

なお，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，重大事故等対策の有効性評価における重要事故シーケンスである蓄電池（非常用）機能が喪失する全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）時においても，使用済燃料プールの水位及び温度監視を可能とするため，常設代替直流電源設備からも給電可能な設計とする。



第 1 図　交流電源概略図



第 2 図　直流電源概略図

別紙６　蓄電池の容量算出方法

1.　計算条件

(1)　蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2)　蓄電池温度は＋10℃とする。

(3)　放電終止電圧は 1.80V／セルとする。(別紙 8)

(4)　保守率は 0.8 とする。

(5)　容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2) + \cdots K_n(I_n - I_{n-1})]$$

ここに,

C_i ：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L　：保守率（0.8）

K_i ：容量換算時間(時)　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I　：放電電流（A）

サフィックスｉ(添え字)1,2,3・・・,n：放電電流の変化の順に付番

C_i（ｉ＝1,2,3・・・,n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

2.　計算例（125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系容量）

（1）　1 分間電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

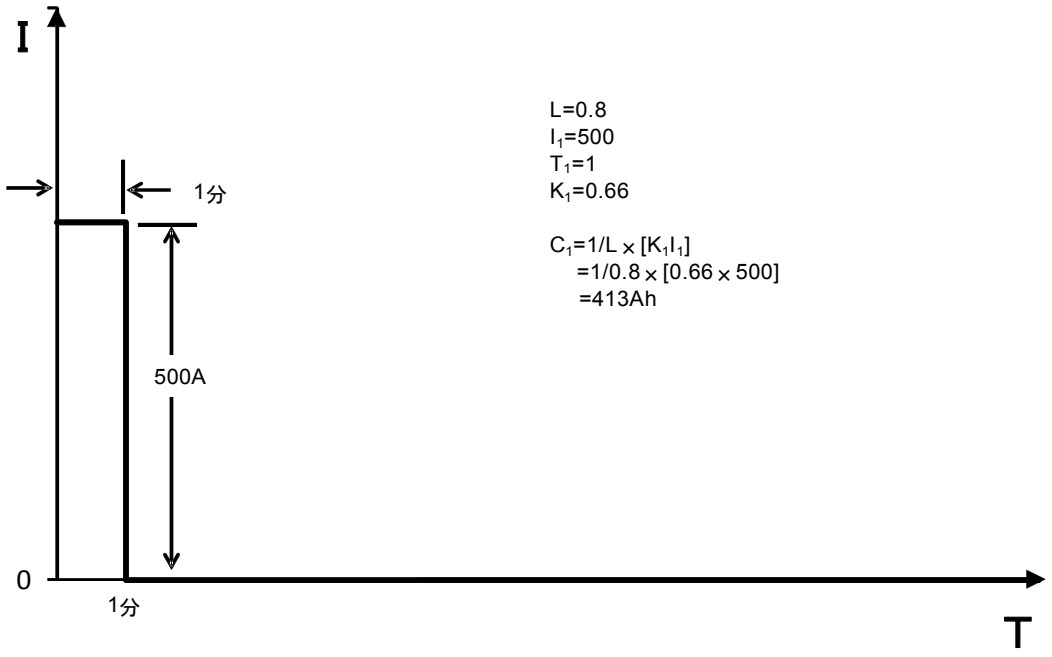
（2）　24 時間（1,440 分）電力供給で必要となる蓄電池容量

$$C_{1440} = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$

$$= 159\text{Ah}$$

給電開始から 1 分までの蓄電池容量Ｃ$_1$＝413Ah である。

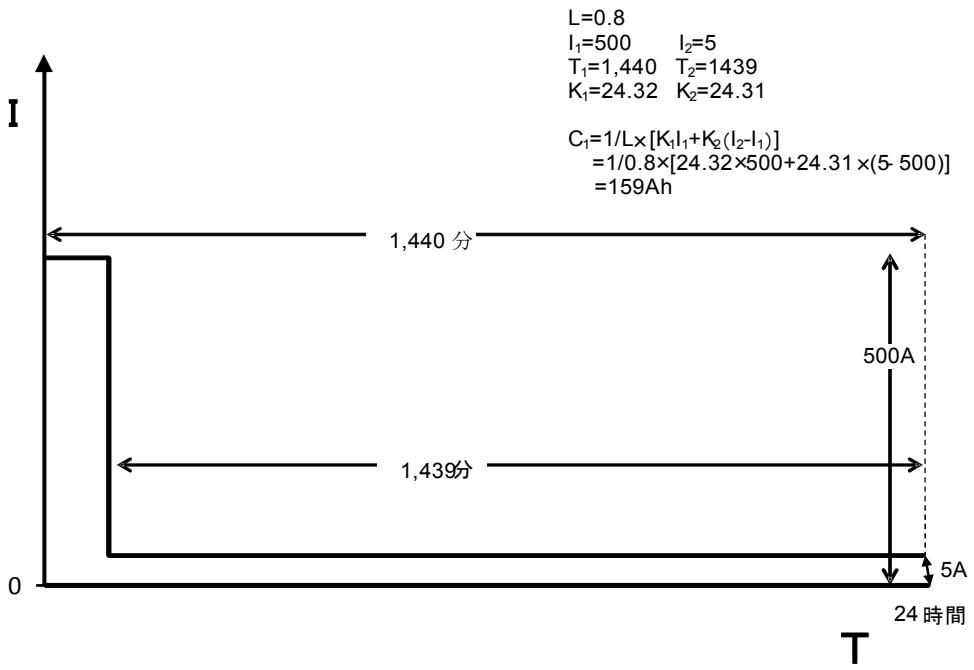
給電開始から 1 分までの負荷曲線を第 1 図に示す。



第 1 図　給電開始から 1 分までの負荷曲線

給電開始から 24 時間(1,440 分)後までの蓄電池容量C_2＝159Ah である。

給電開始から給電開始から 24 時間(1,440 分)後までの負荷曲線を第 2 図に示す。



第 2 図　給電開始から 24 時間(1,440 分)後までの負荷曲線

別紙７　蓄電池の容量換算時間K_i値一覧

蓄電池（非常用）の容量換算時間を第１表に示す。

第１表　125V 系蓄電池Ａ系，125V 系蓄電池Ｂ系，125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系，中性子モニタ用蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系（制御弁式）容量換算時間

放電時間Ｔ（分）	容量換算時間Ｋｉ（時）
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1,380	23.32
1,439	24.31
1,440	24.32

別紙８　蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間K_i値は，蓄電池の放電終止電圧に依存する。蓄電池の放電終止電圧は，蓄電池から電力供給を行う負荷の最低動作電圧に，蓄電池から負荷までの電路での電圧降下を加味して決定される。

東海第二発電所では，放電終止電圧を次のとおりとする。

125V 系蓄電池Ａ系，125V 系蓄電池Ｂ系，125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系，
中性子モニタ用蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系：1.80V／セル

別紙９　蓄電池容量の保守性の考え方

蓄電池の容量は，使用開始から寿命までの間変化し，使用年数を経るに従い容量が低下する。このため，蓄電池の容量は，必要容量に対し以下のような保守性を考慮することで，余裕を持った容量設計とする。

(1)　電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（ＳＢＡ　Ｓ　Ｏ６０１－２０１４）による保守率 0.8 を採用することで，必要容量に対して余裕を持った定格容量を設定している。（定格容量＞必要容量／保守率 0.8）

(2)　各負荷の電流値は，設計値を用いている。

別紙 10　蓄電池（非常用）の「その他の負荷」容量内訳

125V 系蓄電池Ａ系，125V 系蓄電池Ｂ系，125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系の「その他の負荷」内訳は以下の第 1 表～第 3 表のとおりである。

第 1 表　125V 系蓄電池Ａ系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間	9-24 時間
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁				
その他 原子炉隔離時冷却系弁				
無停電電源装置Ａ※1				
ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅰ）（突合せ給電を除く）※2				
ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅰ）（突合せ給電）※3				
直流非常灯				
主蒸気ラインドレン弁				
ＣＵＷ系　電動弁				
ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ ＣＰ－６Ａ				
ＤＣ制御他※4				
負荷余裕※5				
合計				

単位：A

※1　無停電電源装置Ａの負荷は以下の設備

・平均出力領域計装，外の状況を監視する設備，津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，無線連絡設備

※2　ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅰ）（突合せ給電を除く）は以下の設備

・原子炉隔離時冷却系系統流量，ドライウェル圧力，サプレッション・プール水温度（ＤＢ），サプレッション・プール水位，原子炉水位用凝縮槽温度

※3　ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅰ）（突合せ給電）は以下の設備

・原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4　ＤＣ制御他は以下の設備

・安全保護系計装・制御回路，蓄電池水素濃度，逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ），ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）,使用済プールライナードレン漏えい検知，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5　将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

第 2 表　125V 系蓄電池Ｂ系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間	9-24 時間
無停電電源装置Ｂ※1				
ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電を除く）※2				
ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電）※3				
データ伝送装置				
直流非常灯				
ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ ＣＰ－６Ｂ				
ＤＣ制御他※4				
負荷余裕※5				
合計				

単位：A

※1　無停電電源装置Ｂの負荷は以下の設備

・平均出力領域計装，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，衛星電話設備，データ伝送装置

※2　ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電を除く）は以下の設備

・ドライウェル圧力，サプレッション・プール水温度(ＤＢ)，サプレッション・プール水位(ＤＢ)，原子炉水位用凝縮槽温度

※3　ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電）は以下の設備

・原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※4　ＤＣ制御他は以下の設備

・安全保護系計装・制御回路，蓄電池室水素濃度，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），逃がし安全弁，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ），ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能），タービン制御系，計測制御設備等の小容量設備を集約

※5　将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

第 3 表　125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系「その他の負荷」の内訳

負荷名称	0-1 分	1 分-24 時間
ＤＣ制御他※1		
負荷余裕※2		
合計		

単位：A

※1　ＤＣ制御他は以下の設備

・計測制御設備等の小容量設備を集約

※2　将来の負荷増加を考慮し，評価上，0-1 分に負荷余裕を見込んでいる。

別紙 11　全交流動力電源喪失時における非常用直流電源系の信頼性について

1. はじめに

全交流動力電源喪失時において，交流電源設備が復旧するまでの間，原子炉隔離時冷却系等の必要な設備に給電するための設備として，非常用直流電源系を用いる。この非常用直流電源系の信頼性について，以下のとおり考察を行った。

2. 非常用直流電源系の信頼性

非常用直流電源系は，単線結線図（第1図）に示すとおり，蓄電池，充電器，計測制御装置，遮断器，配線用遮断器電路（母線，ケーブル）で構成される。この非常用直流電源系は，通常時は交流電源から充電器を経由して負荷に電力給電するとともに蓄電池を充電している。全交流動力電源喪失時には，常設代替交流電源設備により電力供給可能となる約95分後までの間，遮断器の操作等を伴わず，待機していた系統構成を変えずに，蓄電池から継続して電力供給する。

非常用直流電源系は，回転機器等の可動部位を有しない蓄電池等の静的機器で構成されており，回転機器等で構成される設備と比較して信頼性の高い設備である。

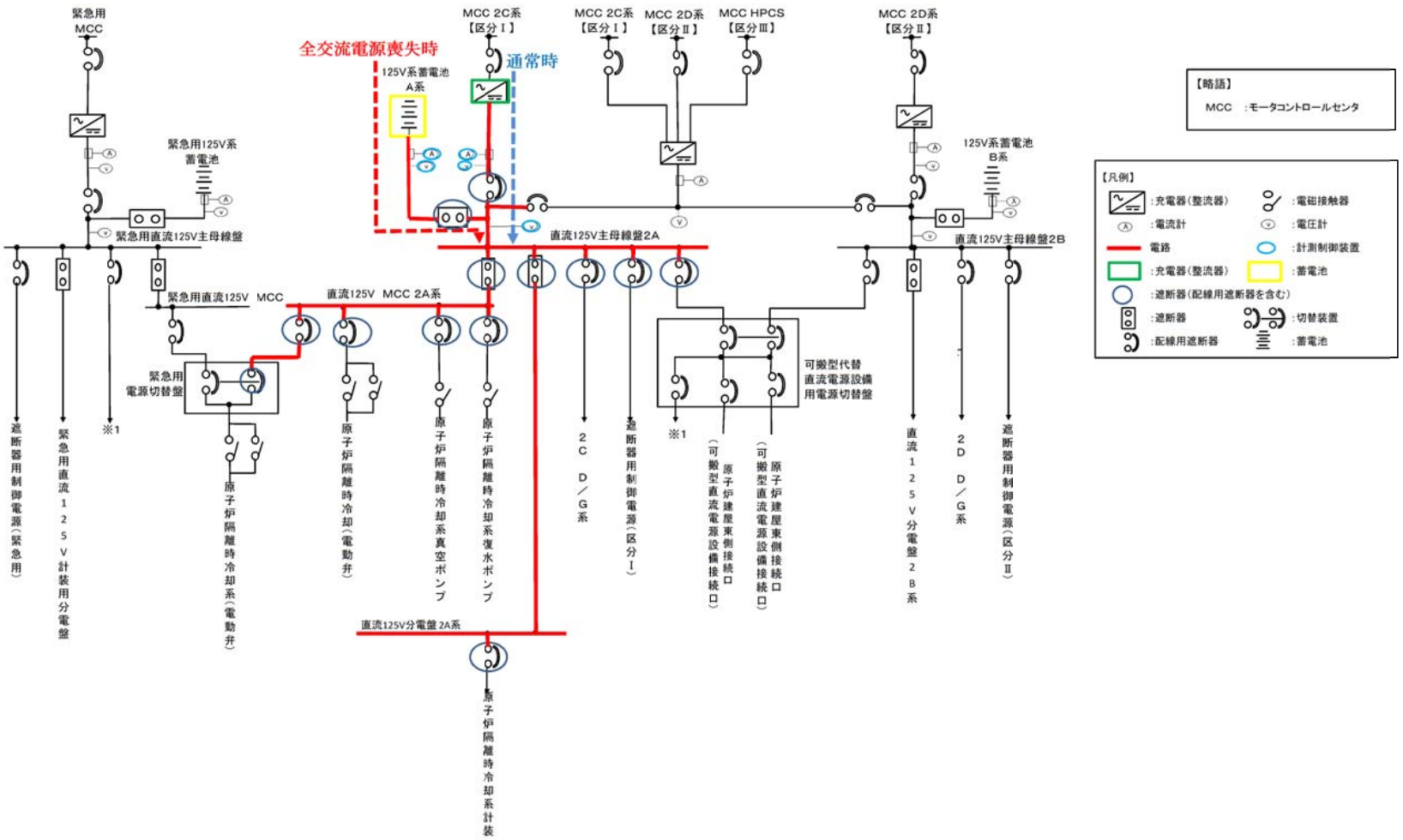
なお，構成機器のうち遮断器は可動部位を有する構造となっているが，遮断器は，電気系統に故障が生じた場合に，故障箇所を隔離し，故障による影響を局所化する目的で設置しているものであり，交流電源喪失時において動作するものではない。また，遮断器は上記目的以外のインターロックにより，動作することはない。

以上より，非常用直流電源系は十分信頼性が高い系統であり，全交流動力

電源喪失時でも高い信頼性で電力供給可能と考えられる。

万一，非常用直流電源系が使用できない場合においても，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備から高圧代替注水系等の必要な設備に給電することが可能である

以上


緊急用
MCC
MCC 2C系
【区分Ⅰ】
MCC 2C系
【区分Ⅰ】
MCC 2D系
【区分Ⅱ】
MCC HPCS
【区分Ⅲ】
MCC 2D系
【区分Ⅱ】
全交流電源喪失時
通常時
125V系蓄電池
A系
緊急用125V系
蓄電池
125V系蓄電池
B系
緊急用直流125V主母線盤
直流125V主母線盤2A
直流125V主母線盤2B
緊急用直流125V MCC
直流125V MCC 2A系
緊急用
電源切替盤
可搬型代替
直流電源設備
用電源切替盤
遮断器用制御電源(緊急用)
緊急用直流125V計装用分電盤
※1
原子炉隔離時冷却系(電動弁)
原子炉隔離時冷却(電動弁)
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ
2C D/G系
遮断器用制御電源(区分Ⅰ)
※1
原子炉建屋東側接続口
(可搬型直流電源設備接続口)
原子炉建屋東側接続口
(可搬型直流電源設備接続口)
直流125V分電盤2B系
2D D/G系
遮断器用制御電源(区分Ⅱ)
直流125V分電盤2A系
原子炉隔離時冷却系計装
【略語】
MCC :モータコントロールセンタ
【凡例】
:充電器(整流器)
:電磁接触器
:電流計
:電圧計
電路
:計測制御装置
:充電器(整流器)
:蓄電池
:遮断器(配線用遮断器を含む)
:遮断器
:切替装置
:配線用遮断器
:蓄電池

第１図　単線結線図

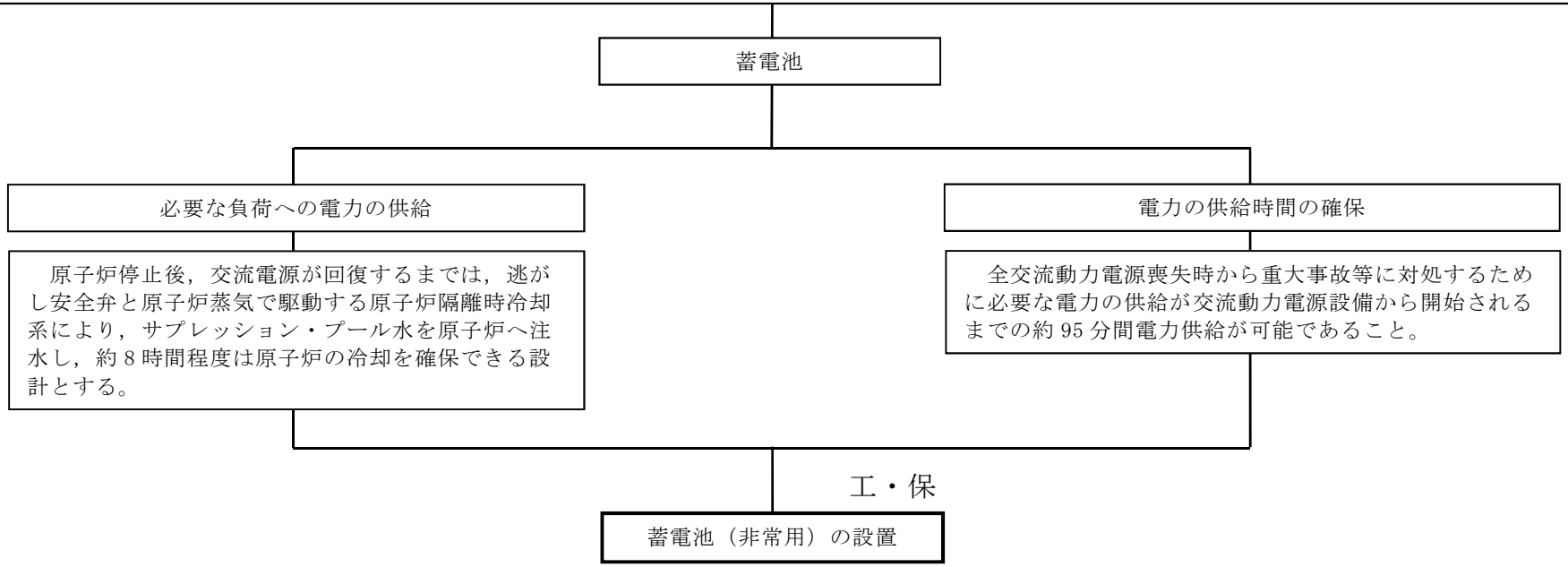
別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
全交流動力電源喪失対策設備

第 14 条　全交流動力電源喪失対策設備

設置許可基準規則　第 14 条
　発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。



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

【添付八への反映事項】
：添付八
：当該条文に該当しない
（他条文での反映事項他）

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対象等
第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備	蓄電池 （非常用）	運用・手順	－
		体制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－

東海第二発電所

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

第 16 条：燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

目　　次

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(2)　安全設計方針

(3)　適合性説明

1.3　気象等

1.4　設備等(手順等含む)

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　使用済燃料プールへの重量物落下について

2.2　使用済燃料プールを監視する機能の確保について

3.　別添資料

別添資料 1　使用済燃料プールへの重量物落下について

別添資料 2　使用済燃料プール監視設備について

別添資料 3　運用，手順説明資料　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

別添資料 4　使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について

＜概　　要＞

1.において，設計基準対象施設の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2.において，設計基準対象施設について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3.において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。

4.において，設計にあたって実施する各評価に必要な入力条件等の設定を行うため，設備等の設置状況を現場にて確認した内容について整理する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条を第 1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表　設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条要求事項

設置許可基準規則 第 16 条 （燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）	技術基準規則 第 26 条 （燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）	備考
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。 一　燃料体等を取り扱う能力を有するものとすること。 二　燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。 三　崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとすること。	通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は，次に定めるところにより施設しなければならない。 一　燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。 二　燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。 三　崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。	変更なし
―	四　取扱中に燃料体等が破損しないこと。 五　燃料体等を封入する容器は，取扱中における衝撃，熱その他の容器に加わる負荷に耐え，かつ，容易に破損しないものであること。	変更なし

四　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。	六　前号の容器は，内部に燃料体等を入れた場合に，放射線障害を防止するため，その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし，管理区域内においてのみ使用されるものについては，この限りでない。	変更なし
五　燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとすること。	七　燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に，燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。	変更なし
2　発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。 一　燃料体等の貯蔵施設は，次に掲げるものであること。 イ　燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において，放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため，燃料貯蔵設備を格納するも	2　燃料体等を貯蔵する設備は，次に定めるところにより施設しなければならない。 五　燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合，放射性物質による敷地外への影響を低減するため，燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放	変更なし

の及び放射性物質の放出を低減するものとすること。 ロ　燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとすること。 ハ　燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。	出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。 三　燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。 一　燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。	
二　使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあっては，前号に掲げるもののほか,次に掲げるものであること。 イ　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。 ロ　貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとすること。 ハ　使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ，又は漏れないものであって，使用済燃料貯蔵槽から水が漏えいした場合において水の漏えいを検知することができるものとすること。	四　使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は，次に定めるところによること。 ロ　使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。 二　崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。 イ　放射性物質を含む水があふれ，又は漏れない構造であること。	変更なし

	ハ　使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は，これを防止すること。	
ニ　燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとすること。	ニ　燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	追加要求事項
－	七　取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。	
3　発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。 一　使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し，それを原子炉制御室に伝え，又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し，並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとすること。 二　外部電源が利用できない場合においても温度，水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものと	発電用原子炉施設には，次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし，直接計測することが困難な場合は，当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって，これに代えることができる。 十四　使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位 3　第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあっては，燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあっては，外部電源が喪失した場	追加要求事項

すること。	合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。	
	4　第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあっては，計測結果を表示し，記録し，及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし，設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であって，断続的に試料の分析を行う装置については，運転員その他の従事者が測定結果を記録し，及びこれを保存し，その記録を確認することをもって，これに代えることができる。	追加要求事項
（再掲） 3　発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。 一　使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し，それを原子炉制御室に伝え，又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し，並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとすること。	2　発電用原子炉施設には，使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し，自動的に警報する装置を施設しなければならない。ただし，発電用原子炉施設が，使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は，この限りでない。	追加要求事項
4　キャスクを設ける場合には，その	2　燃料体等を貯蔵する設備は，次に	変更なし

キャスクは，第二項第一号に定めるもののほか，次に掲げるものでなければならない。 一　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。 二　使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとすること。 三　使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ，かつ，その機能を適切に監視することができるものとすること。	定めるところにより施設しなければならない。 六　使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は，次に定めるところによること。 イ　使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ，かつ，その機能を適切に監視できること。 ロ　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。 ハ　使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。 ニ　キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は，使用される温度，放射線，荷重その他の条件に対し，適切な材料及び構造であること。 七　取扱者以外の物がみだりに立ち入らないようにすること。	

1.2　追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

ロ．　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

a.　設計基準対象施設

(k)　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)は，燃料体等を取り扱う能力を有し，燃料体等が臨界に達するおそれがなく，崩壊熱により燃料体等が溶融せず，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。)は，燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において，放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため，燃料貯蔵設備を格納でき，放射性物質の放出を低減できる設計とする。また，燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに，燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって，最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し，使用済燃料プールから放射性物質を含む水があふれ，又は漏れないものであって，使用済燃料プールから水が漏えいした場合において，水の漏えいを検知することができる設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とすることとし，使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し，それを中央制御室に伝えるとともに，外部電源が使用できない場合においても非常用所内電源系からの電源供給により，使用済燃料プールの水位及び水温並びに放射線量を監視することが可能な設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるとともに，使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ，かつ，その機能を適切に監視することができる設計とする。

ニ　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

(1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は，燃料取扱装置，原子炉建屋クレーン等で構成する。

新燃料は，原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵施設から原子炉建屋クレーン等で使用済燃料プールに移し，燃料取扱装置により炉心に挿入する。

燃料の取替えは，原子炉上部のウェルに水を張り，水中で燃料取扱装置を用いて行う。

使用済燃料は，遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で燃料取扱装置

により移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの水中に貯蔵するか，又は使用済燃料プールの水中に 7 年以上貯蔵した後，使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵する。

燃料取扱装置は，燃料取扱時において燃料体が臨界に達することのない設計とする。

また，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止する設計とするとともに，使用済燃料プール周辺の設備状況等を踏まえて，使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下を防止できる設計とする。

なお，使用済燃料の事業所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

（ⅰ）新燃料貯蔵施設

a　構　造

新燃料貯蔵施設は，新燃料を貯蔵ラックに挿入して貯蔵するものであり，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

新燃料貯蔵施設は，想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。

b　貯蔵能力

全炉心燃料の約 30％相当分

（ⅱ）使用済燃料貯蔵施設

a　使用済燃料プール

(a) 構　造

使用済燃料プールは，使用済燃料及び新燃料を水中の貯蔵ラックに入れて貯蔵する鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽であり，原子

炉建屋原子炉棟内に設ける。

使用済燃料プールは，燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール水温，使用済燃料プール上部の空間線量率及び使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

使用済燃料プールは，想定されるいかなる状態においても燃料体等が臨界に達することのない設計とする。

また，使用済燃料プールのライニングは，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

使用済燃料プールは，残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において，燃料体等の貯蔵機能を確保する設計とする。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約290％相当分

b　使用済燃料乾式貯蔵設備

(a) 構　造

使用済燃料乾式貯蔵設備は，使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなる。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器である。

使用済燃料乾式貯蔵設備は，想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とする。

また，使用済燃料乾式貯蔵設備は，使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。

(b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約190％相当分

貯蔵対象燃料　８×８燃料，新型８×８燃　　料，　新型８×８ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度８×８燃料

(3)　核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(ⅰ) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は，ポンプ，熱交換器，ろ過脱塩装置等で構成し，使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに，使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。さらに，全炉心燃料を取り出した場合においても，残留熱除去系を併用して，使用済燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また，補給水ラインを設け，使用済燃料プール水の補給も可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却系等を経て，最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

a.　燃料プール冷却浄化系ポンプ

台　　数　　2

容　　量　　約 125m^3／h（1 台当たり）

b.　燃料プール冷却浄化系熱交換器

基　　数　　2

(2)　安全設計方針

該当なし

(3)　適合性説明

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

1　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)を設けなければならない。 一　燃料体等を取り扱う能力を有するものとすること。 二　燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。 三　崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとすること。 四　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。 五　燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとすること。 2　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。)を設けなければならない。 一　燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。 イ　燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物

質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとすること。

ロ　燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとすること。

ハ　燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。

二　使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)を除く。)にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。

イ　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。

ロ　貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとすること。

ハ　使用済燃料貯蔵槽(安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。)から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏えいした場合において水の漏えいを検知することができるものとすること。

二　燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとすること。

3　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。

一　使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制する

ことができるものとすること。

二　外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視することができるものとすること。

4　キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

一　使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。

二　使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとすること。

三　使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとすること。

適合のための設計方針

以下，通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）のうち，チャンネル・ボックスを除いたものを燃料集合体という。

第１項第１号について

燃料取扱設備は，新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて，当該燃料を搬入，搬出又は保管できる設計とする。

第１項第２号について

燃料取扱設備は，燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし，臨界を防止する設計とする。

第１項第３号について

燃料体等（新燃料を除く。）の移送は，すべて水中で行い，崩壊熱により溶融しない設計とする。

第１項第４号について

使用済燃料の取扱設備は，取扱い時において，十分な水遮蔽深さが確保される設計とする等，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするような設計とする。

第１項第５号について

燃料取替機の燃料つかみ具は二重ワイヤや種々のインターロックを設け，燃料移動中の燃料体等の落下を防止できる設計とする。

また，原子炉建屋クレーンの主要要素は，吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は，使用済燃料プール上を走行できないなどのインターロックを設ける設計とする。

第２項第１号イについて

貯蔵設備は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，適切な雰囲気を換気空調系で維持する設計とする。また，燃料等の落下により放射性物質が放出された場合は，原子炉建屋原子炉棟で，その放散を防ぎ，原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。

第２項第１号ロについて

新燃料貯蔵庫の貯蔵能力は，全炉心燃料の約 30％とする。

使用済燃料プールは，全炉心燃料の約 290％相当分貯蔵できる容量を有し，使用済燃料乾式貯蔵設備の貯蔵能力である全炉心燃料の約 190％相当分と合わせて，発生する使用済燃料を貯蔵する。

第２項第１号ハについて

燃料体等の貯蔵設備としては，新燃料貯蔵庫，使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備がある。

(1) 新燃料貯蔵庫は，浸水を防止し，かつ，水が入ったとしても排水可能な構造とする。

(2) 新燃料貯蔵ラックは，燃料間距離を十分とることにより，新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても，実効増倍率は0.95以下に保つことができる設計とする。

なお，実際に起きることは考えられないが，反応度が最も高くなるような水分雰囲気で満たされた場合を仮定しても臨界未満にできる設計とする。

(3) 使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは，耐震Ｓクラスで設計し，使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは，適切な燃料間距離をとることにより燃料が相互に接近しないようにする。また，貯蔵能力最大に燃料を収容し，使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について想定されるいかなる場合でも，実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。

(4) 燃料装填後貯蔵された状態において使用済燃料乾式蔵容器及び支持構造物は，耐震Ｓクラスで設計し，貯蔵容器内のバスケットは，適切な燃料集合体間隔を保持することにより，燃料集合体が相互に接近しないようにする。また，貯蔵容器最大に燃料集合体を収容し，貯蔵容器内の燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が0.95以下となる設計とする。

第２項第２号イについて

使用済燃料の貯蔵設備については，以下のように設計する。

使用済燃料プール内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すとともに，使用済燃料の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

第２項第２号ロについて

使用済燃料プールの崩壊熱は，燃料プール冷却浄化系の熱交換器で使用済燃料プール水を冷却して除去するが，必要に応じて残留熱除去系の熱交換器を併用する。燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は，原子炉補機冷却系等を経て最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

また，燃料プール冷却浄化系は，ろ過脱塩装置を設置して使用済燃料プール水の浄化を行う設計とする。

第２項第２号ハについて

使用済燃料プールの耐震設計は，Ｓクラスで設計し，内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。また，使用済燃料プールには排水口を設けないとともに，使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設けサイフォン効果により使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

また，万一の使用済燃料プールライニングの破損による漏えいを監視するため，漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。

第２項第２号ニについて

燃料取替機の燃料つかみ具は，二重のワイヤや種々のインターロックを設け，かつ，ワイヤ，インターロック等は，その使用前に必ず機能試験，検査を実施するので燃料体等取扱中に燃料体等が落下することはないと考えるが，

使用済燃料プールのライニングは，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じない設計とする。

また，燃料取替機本体等の重量物については，使用済燃料プールに落下しない設計とする。

なお,使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の落下については,キャスクピットは使用済燃料プールとは障壁で分離し，かつ，原子炉建屋クレーンは吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は，使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とするので，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器が使用済燃料プールに落下することを想定する必要はない。

第３項について

使用済燃料プールには，使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を　設け，異常が検知された場合には，中央制御室に警報を発することが可能な設計とする。また，これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し，外部電源が利用できない場合においても，監視が可能な設計とする。

第４項について

(1)　使用済燃料乾式貯蔵設備は，適切な遮蔽能力を有する設計とする。

(2)　使用済燃料乾式貯蔵設備は,自然冷却によって使用済燃料の崩壊熱を外部に放出できる構造とし，使用済燃料乾式貯蔵容器内部にはヘリウムガスを封入して燃料被覆管の腐食を防止する設計とする。

(3)　燃料装填後貯蔵された状態において,使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物は耐震Ｓクラスの設計とし，冷却媒体であるヘリウムガスを保持し，密封監視装置により漏えいを監視できる設計とする。

1.3　気象等

該当なし

1.4 設備等(手順等含む)

4.　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1　燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備

4.1.1　通常運転時

4.1.1.1　概　　要

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は，新燃料貯蔵庫，使用済燃料プール，使用済燃料乾式貯蔵設備（以下4. では「乾式貯蔵設備」という。），燃料取替機，原子炉建屋クレーン，除染装置等で構成する。

なお，使用済燃料の事業所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。

新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールの概要図を第4.1－1図に，使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物概要図を第4.1－2図に示す。

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は，新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから炉心に装荷するまで，及び使用済燃料を炉心から取り出し事業所外へ搬出までの貯蔵，並びに取り扱いを行うものである。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量は中央制御室で監視できるとともに，異常時は中央制御室に警報を発信する。

4.1.1.2　設計方針

(1)　未臨界性

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は，幾何学的な安全配置又は適切な手段により，臨界を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵設備は，燃料体等を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん，想定されるいかなる場合でも，未臨界性を確保できる設計とする。また，燃料体等の取扱設備は，燃料体等を直接取り扱う場合には，一体ずつ取り扱う構造とし，臨界を防止する設計とする。

(2)　非常用補給能力

使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には，残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバの水を補給できる設計とする。

(3)　貯蔵能力

使用済燃料プール及び乾式貯蔵設備は，使用済燃料を計画どおりに貯蔵した後でも，炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有した設計とする。また，新燃料貯蔵庫は，通常時の燃料取替を考慮し，適切な貯蔵能力を有した設計とする。

(4)　遮蔽

使用済燃料プール内の壁面及び底部は，コンクリート壁による遮蔽を施すとともに，使用済燃料の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

また，乾式貯蔵設備は，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

燃料体等の取扱設備は，使用済燃料の炉心から使用済燃料プールへの移送操作，使用済燃料プールから炉心への移送操作，使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器への収容操作等が，使用済燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

(5)　漏えい防止，漏えい監視及び崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態の監視

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため，使用済燃料プールには排水口を設けない設計とする。また，使用済燃料プールに接続された配管には真空破壊弁を設け，配管が破損しても，使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

万一の使用済燃料プール水の漏えいを監視するため，漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。また，使用済燃料プールの水温及び燃料取扱場所の放射線量を測定できる設計とする。

(6)　密封及び密封監視

乾式貯蔵設備は，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

また，二重の蓋を設け，一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより，密閉性を監視できる設計とする。

(7)　構造強度

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は，地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

また，使用済燃料プールのライニングは，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

(8)　落下防止

落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については，使用済燃料プール周辺の状況，現場における作業実績，図面等にて確認することにより，落下時のエネルギーを評価し，気中落下試験時の模擬燃料集合体（チャンネル・ボックス含む）の落下エネルギー（15.5kJ）以上となる設備等を抽出する。床面や壁面へ固定する設備等については，使用済燃料プールからの離隔を確保するため，使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

ａ．原子炉建屋原子炉棟

原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは，基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず，使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また，屋根については鋼鈑（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし，地震による剥落のない構造とする。

また，運転床面より上部を構成する壁は，鉄筋コンクリート造の耐震壁であり，運転床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動に対して使用済燃料プール内へ落下しない設計とする。

ｂ．燃料取替機

燃料取替機は，基準地震動による地震荷重に対し，燃料取替機本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い，使用済燃料プールへの落下物とならないよう，以下を満足する設計とする。また，燃料取替機は，ワイヤロープの二重化，フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により，落下防止対策を講じた設計とする。

(a) 燃料取替機本体の健全性評価においては，想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し，地震時に燃料取替機本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては，走行レール頭部を抱き込む構造をした燃料取替機の脱線防止装置について，想定される使用条件において

評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し，地震時に脱線防止装置及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下であること。

(c) 走行レールの健全性評価においては,想定される使用条件において，地震時に走行レールに発生する応力が許容応力以下であること。

c．原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは，基準地震動による地震荷重に対し，クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い，使用済燃料プールへの落下物とならないよう，以下を満足する設計とする。また，原子炉建屋クレーンは，ワイヤロープストッパ機構，フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により落下防止対策を施すとともに，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は，使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とする。

(a) 原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては，想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し，地震時にクレーン本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては，走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止装置について，想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し，地震時に脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下であること。

(9) 雰囲気の浄化

燃料体等の貯蔵設備は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，適切な雰囲気を換気空調設備（「8．放射線管理施設」参照）で維持する設計とする。また，燃料体等の落下により放射性物質等が放出された場合には，原子炉建屋原子炉棟で，その放散を防ぎ，原子炉建屋ガス処理系（「9．原子炉格納施設」参照）で処理する設計とする。

(10)　除　　染

使用済燃料輸送容器等の除染ができる設計とする。

(11)　被ばく低減

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は，放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低減する設計とする。

(12)　燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は，崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検出できるとともに，これを適切に放射線業務従事者へ伝えることができる設計とする。

(13)　試験検査

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物，系統及び機器は，適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

4.1.1.3　主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1－1表に示す。

また，乾式貯蔵設備の主要仕様を第4.1－3表に示す。

4.1.1.4　主要設備

発電所に到着した新燃料は，受取検査後，原子炉建屋原子炉棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プールに貯蔵する。

(1)　燃料取替機

燃料取替機は，原子炉ウェル，使用済燃料プール及び気水分離器等貯蔵プール上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

また，燃料つかみ具は二重のワイヤや燃料体等を確実につかんでいない場合には，吊上げができない等のインターロックを設け，圧縮空気が喪失

した場合にも，燃料体等が外れない設計とする。

燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため，燃料取替機は遠隔自動で運転できる設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは，新燃料，使用済燃料輸送容器等の運搬に使用するとともに，原子炉遮蔽体，格納容器上蓋，原子炉圧力容器上蓋，蒸気乾燥器，気水分離器等の取外し，運搬及び取付けに使用する。

また，原子炉建屋クレーンの主要要素は，種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

(3) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は，発電所に到着した新燃料を受取検査後炉心に装荷するまで貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備で,原子炉建屋原子炉棟内に設け,全炉心燃料の約30%を収納できる。燃料は堅固な構造のラックに垂直に入れ，乾燥状態で保管する。新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。

なお，新燃料は発電所敷地内の倉庫に所定の保安上の措置を行った上，一時仮置することもある。

新燃料貯蔵ラックは，貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し，たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で，万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても，実効増倍率を0.95以下に保つ。さらに実際には起こることは考えられないが，反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする。

(4)　使用済燃料プール

使用済燃料プールは，約290％炉心分の燃料の貯蔵が可能であり，さらに放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースをもたせる。壁の厚さは遮蔽を考慮して十分とり，内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。使用済燃料プールの水深は約11.5mである。

なお，使用済燃料プールは通常運転中，全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保する。

使用済燃料貯蔵ラックは，中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより，燃料体等を貯蔵容量最大で貯蔵し，かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について，想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち，貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため，使用済燃料プールには排水口を設けない。使用済燃料プール水の漏えい又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため，使用済燃料プール監視設備として，使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設ける。

なお，外部電源が利用できない場合においても，使用済燃料プール監視設備は，非常用所内電源系より受電し，外部電源が喪失した場合においても計測が可能な設計とする。

また，使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には，残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補

給する。

キャスクピットは，使用済燃料プールとは障壁で分離し，万一の使用済燃料輸送容器等の落下事故の場合にも，使用済燃料プールの機能を喪失しないようにする。

なお，新燃料を使用済燃料プールに一時的に仮置することもある。

(5) 使用済燃料乾式貯蔵設備

乾式貯蔵設備は，使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器，使用済燃料乾式貯蔵容器を支持する支持構造物，貯蔵中の密封監視等を行う装置及びこれらを収納する使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下4.では「貯蔵建屋」という。）で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，貯蔵容器本体，蓋部，バスケット等で構成され，これらの部材は，設計貯蔵期間における放射線照射影響，腐食，クリープ，疲労，応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性を有する材料を選択し，その必要とされる強度，性能を維持し，必要な安全機能を失うことのないようにする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，61体の使用済燃料の貯蔵が可能であり，24基を設ける。

また，使用済燃料乾式貯蔵容器には次のとおり燃料の種別に応じた適切な期間使用済燃料プールで冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内で装填し，排水後内部にヘリウムガスを封入する。

８×８燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が33,000MWd／t以下の場合

9年以上冷却

新型８×８燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が35,000MWd／t以下の場合

7年以上冷却

新型８×８ジルコニウムライナ燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が36,000MWd／t以下の場合

7年以上冷却

高燃焼度８×８燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が39,500MWd／t以下の場合

7年以上冷却

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が41,000MWd／t以下の場合

8年3か月以上冷却

ヘリウムガスは,冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

使用済燃料を装填した使用済燃料乾式貯蔵容器は，車両衝突等の事故を防止するための措置を行い，原子炉建屋原子炉棟から貯蔵建屋へ運搬し，貯蔵建屋内の支持構造物により支持され，そこで貯蔵される。

なお，使用済燃料を事業所外へ搬出する場合には，使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し，キャスクに詰め替えを行った後，事業所外へ搬出する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は,容器表面の線量当量率が2mSv／h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率100μSv／h以下となるよう，装填さ

れる使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行う。

装填された使用済燃料から発生する崩壊熱は，伝導，輻射等により大気へ放散される。また，安全機能を有する構成部材が健全性を維持できる温度以下及び設計貯蔵期間貯蔵しても燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えない温度以下になるようにする。さらに，貯蔵建屋に排気温度等の監視装置を設け，異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

個々の燃料集合体を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納するためのバスケットは，中性子吸収材であるほう素を添加した材料を適切に配置するとともに，適切な燃料間距離を保持することにより燃料集合体が相互に接近しないようにする。

また、燃料集合体を全容量収納し，容器内の燃料位置等について想定されるいかなる場合でも，実効増倍率を0.95以下に保ち，貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は，貯蔵容器本体，蓋部及び金属ガスケットにより漏えいを防止し,設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持する。さらに，貯蔵容器の二重蓋間の空間部をあらかじめ加圧し，密封を監視するための密封監視装置を貯蔵建屋内に設け，異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

その場合でも，あらかじめ貯蔵容器内部を負圧に維持しているので，内部の気体が外部に流出することはない。

万一，二重蓋間の圧力低下等が生じた場合には，原則として使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を搬入し,必要な措置を行うこととする。

なお，安全評価において想定すべき異常事象として抽出された使用済燃料乾式貯蔵容器の燃料取扱床等への異常着床，使用済燃料乾式貯蔵容器の支持構造物への衝突の各事象に対しても，設計方針で示した各安全機能が

満足される。

(6) キャスク除染ピット

キャスク除染ピットは使用済燃料プールに隣接して設け，使用済燃料輸送容器等の除染を行う。

(7) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は，原子炉停止時にシッピングを行って，破損燃料を検出する。なお，シッピングとは，チャンネル・ボックス上にシッパキャップを載せ，各チャンネル・ボックス内の水を採取し，核種分析によって燃料の破損を検出する方法である。

(8) 使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は，使用済燃料プール水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し，異常を検知した場合は中央制御室に警報を発信する設計とする。

(9) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知は，使用済燃料プールライニングからの漏えいを検知できる計測範囲を有し，使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合に中央制御室に警報を発信する設計とする。

(10) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し，中央制御室で監視が可能な設計とする。

(11) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度は，使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し，中央制御室で監視できるとともに，異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

(12)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，使用済燃料プール水位の異常な低下及び使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し，中央制御室で監視できるとともに，水位の異常な低下時及び温度の異常な上昇時に警報を発信する設計とする。

(13)　燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは，燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し，中央制御室で監視できるとともに，異常な放射線量を検出し警報を発信する設計とする。

(14)　原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタは，燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し，中央制御室で監視できるとともに，異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し，原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

(15)　原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタは，燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検知できる計測範囲を有し,中央制御室で監視できるとともに,異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し，原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

4.1.1.5　試験検査

(1)　燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の機器は、その使用前に必ず機能試験，検査を実施する。

(2)　乾式貯蔵設備は，定期的に点検を行い，その健全性を確認する。

4.1.1.6　手順等

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1)　使用済燃料プールへの重量物落下防止対策

ａ．使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については，あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。

ｂ．日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込む物品については，必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。

ｃ．燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，通常待機時，使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととする。また，原子炉建屋クレーンにより，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料保管容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は，使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の移動範囲の制限に関する運用上の措置を講ずることとし，それらを手順等に整備し，的確に実施する。

ｄ．使用済燃料プール上で作業を行う原子炉建屋クレーンについては，クレーン等安全規則に基づき，定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに，クレーンの運転，玉掛けは有資格者が実施する。また，燃料取替機においても，定期点検及び作業開始前点検を実施する。

第 4.1－1 表　燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

(1)　種　　類　　ステンレス鋼内張りプール形（ラック貯蔵方式）

(2)　貯蔵能力　　全炉心燃料の約 290％相当分

(3)　使用済燃料プール水位

個　　数　　2

計測範囲　　（水位低警報設定値）

通常水位－142mm（EL.46,053mm）

（水位高警報設定値）

通常水位＋36mm（EL.46,231mm）

種　　類　　ディスプレーサ／フロート式

(4)　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

個　　数　　1

計測範囲　　（警報設定値）

ドレン止め弁（EL.29,150mm）より＋265mm（EL.29,415mm）

種　　類　　フロート式

(5)　燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

個　　数　　1

計測範囲　　0℃～300℃

種　　類　　熱電対

(6)　使用済燃料プール温度

個　　数　　1

計測範囲　　0℃～100℃

種　　類　　熱電対

(7)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

個　　数　　水位：1

温度：1（検出点 2 箇所）

計測範囲　　水位：－4,300mm～＋7,200mm

(EL.35,077～46,577mm)

温度：0～120℃

種　　類　　水位：ガイドパルス式

温度：測温抵抗体

(8)　燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

個　　数　　1

計測範囲　　10^{-3}mSv／h～10^{1}mSv／h

種　　類　　半導体式

(9)　原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

個　　数　　4

計測範囲　　10^{-3}mSv／h～10^{1}mSv／h

種　　類　　半導体式

(10) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

個　　数	4
計測範囲	10^{-4}mSv／h～1mSv／h
種　　類	半導体式

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　使用済燃料プールへの重量物落下について

使用済燃料プールへ重量物が落下した場合においても，使用済燃料プールの機能が損なわれないようにするため，使用済燃料プールへの落下が想定される重量物を抽出し，抽出された重量物が基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールへの落下を防止できる設計とする。

(1)　使用済燃料プールへの落下が想定される重量物の抽出

a.　使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について，現場確認，図面等（建屋機器配置図，機器設計仕様書，系統設計仕様書，設置変更許可申請書）により抽出し，抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお，抽出した機器については，現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認している。

b.　使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

上記(1)で抽出及び項目分類したものについて，項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し，使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から，落下エネルギーが気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーを比較し，使用済燃料プールの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

(2)　使用済燃料プールへの落下防止対策

a.　耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機，原子炉建屋クレーンについて，基準地震動 Ss に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また，使用済燃料プール周辺に常設している重量物は，落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

b. 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として，フック外れ止め，ワイヤロープ二重化，フェイルセーフ機構等，設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

c. 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用，原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定に示す。

2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し，異常時に警報を発信する設計とする。また，これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し，外部電源が利用できない場合においても，監視できる設計とする。

別添資料１

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下について

目　　次

1.　新規制基準の追加要件について

1.1　概　要

2.　使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

3.　使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

3.1　評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

3.1.1　現場確認による抽出

3.1.2　機器配置図等による抽出

3.1.3　使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

3.2　評価フローⅠの抽出結果

3.2.1　現場,機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

4.　使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

4.1　評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方

4.1.1　設置状況による抽出

4.1.2　落下エネルギーによる抽出

4.1.3　落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出

4.2　評価フローⅡの抽出結果

4.2.1　設置状況による抽出結果

4.2.2　落下エネルギーによる抽出結果

4.2.3　落下防止対対策の要否判断が必要とる重量物の抽出結果

5.　落下防止対策の対応状況確認

5.1　評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方
5.2　評価フローⅢの評価
5.2.1　耐震性確保による落下防止対策
5.2.2　設備構造による落下防止対策
5.2.3　運用による落下防止対策
5.3　評価フローⅢの抽出結果
5.3.1　落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

6.　重量物の評価結果

（別紙）
1.　燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について
2.　使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟6階床面上設備等との離隔概要について
3.　燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について
4.　原子炉建屋クレーンのインターロックについて
5.　使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

（補足説明資料）
1.　燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価について
2.　原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ，フック，ブレーキ）の健全性評価について
3.　燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
4.　過去トラブル事例に対する対応状況について

5.　新燃料の取り扱いにおける落下防止対策

6.　キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

7.　キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

1.　新規制基準の追加要件について

1.1　概　要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち，下記の規則において重量物の落下時の貯蔵施設の機能に関する規制要件が新たに追加された。

このため使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出するとともに，新規制基準への適合状況について確認した。

なお，当該規制については，使用済燃料の貯蔵施設における機能維持が要件となっているため，東海第二発電所 使用済燃料プールのライニング健全性維持について評価した。

また,燃料集合体の落下に関する規制要件については変更されていない(安全設計審査指針 指針 49 と同じ）ため，ここでは燃料集合体以外の重量物を対象とした。

＜重量物落下に関する規制要件が新たに追加となった規則＞

ａ．実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則第十六条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第２項　第二号　ニ

ｂ．「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第二十六条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）第２項　第四号　ニ

2.　使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について，以下のフローにより網羅的に評価した。

Ⅰ．使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について，現場確認，機器配置図等（建屋機器配置図，機器設計仕様書，系統設計仕様書，設置許可変更許可申請書）により抽出し，抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお，抽出した機器については，現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

Ⅱ．使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フローⅠで抽出した設備等について，項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し，使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から，落下エネルギーを気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーと比較し，使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

Ⅲ．落下防止の対策の要否判断

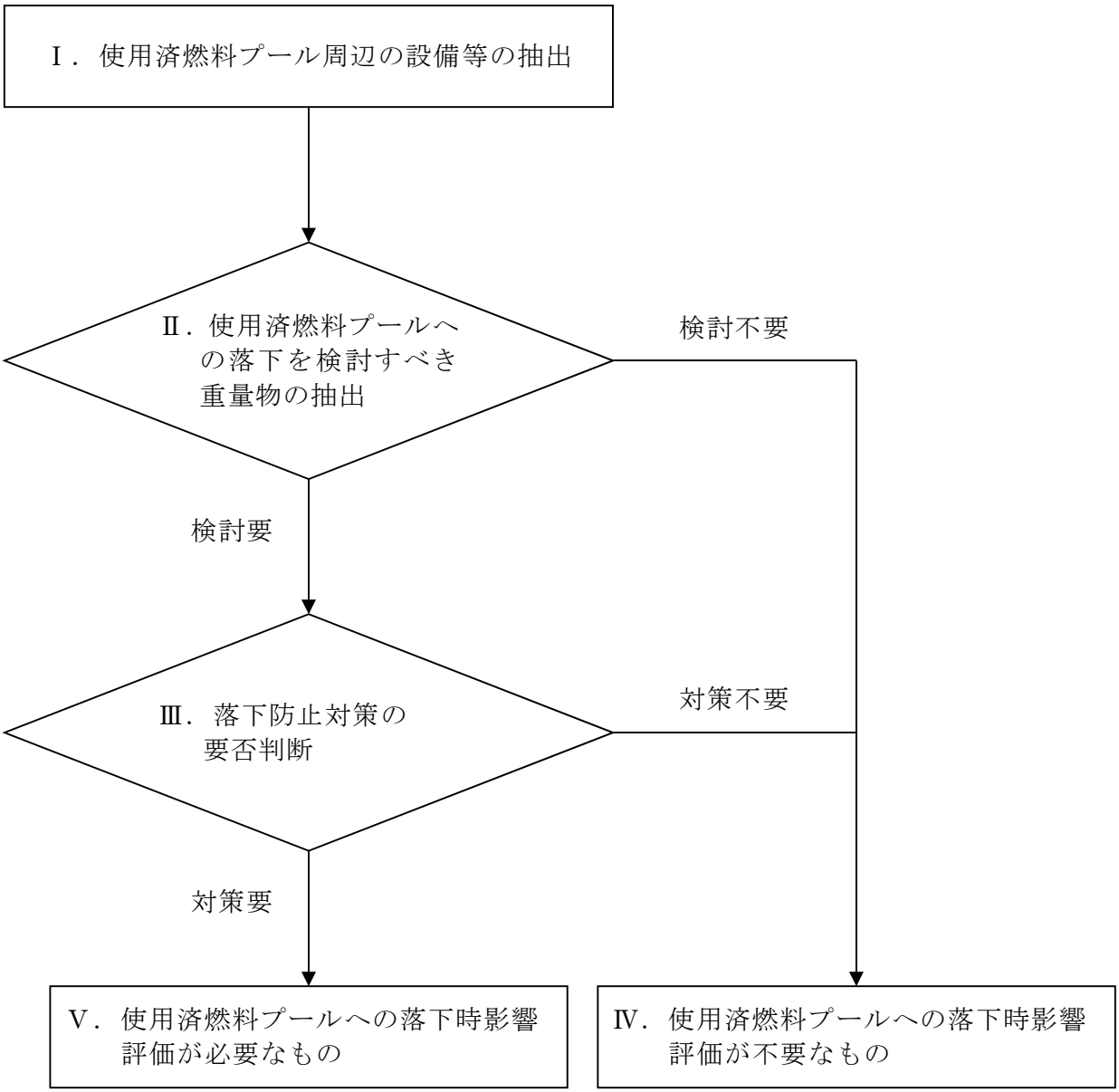
評価フローⅡで抽出した設備等に対し，耐震性，設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

Ⅳ．使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が必要とされた重量物は，対策の有効性を検証するため，使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

Ⅴ．使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要，または評価フローⅢで対策不要としたものは，落下時影響評価は不要とする。



第 2.1－1 図　評価フロー

3.　使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

3.1　評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

3.1.1　現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し，「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出する。

（抽出基準）

・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟６階）に設置されている設備等。

3.1.2　機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について，機器配置図等にて抽出する。なお，今後設置を計画している重大事故等対処設備についても抽出対象とする。

※　建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

（抽出基準）

・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟６階）に設置されている又は設置予定の設備等。

3.1.3　使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で，燃料取替機，原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について，作業実績に基づき抽出する。

（抽出基準）

・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）の作業において，燃料取替機または原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また，仮設機材類の持込品については，使用済燃料プールが，立入りと持込品を制限している区域内にあること及び,その落下エネルギーについては,燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため，抽出の対象外とする。

3.2　評価フローⅠの抽出結果

3.2.1　現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

現場，機器配置図等による確認及び作業実績により，以下の設備等を抽出した。抽出した設備等の各項目の詳細については，第 3.2－1 表及び第 3.2－2 表に示す。

【抽出した設備等】

① 原子炉建屋原子炉棟

② 燃料取替機

③ 原子炉建屋クレーン

④ その他クレーン類

⑤ PCV（取扱具含む）

⑥ RPV（取扱具含む）

⑦ 内挿物（取扱具含む）

⑧ プール内ラック類

⑨ プールゲート類

⑩ キャスク（取扱具含む）

⑪ 電源盤類

⑫ フェンス・ラダー類

⑬ 装置類

⑭ 作業機材類

⑮ 計器・カメラ・通信機器類

⑯ 試験・検査用機材類

⑰ コンクリートプラグ・ハッチ類

⑱ 空調機

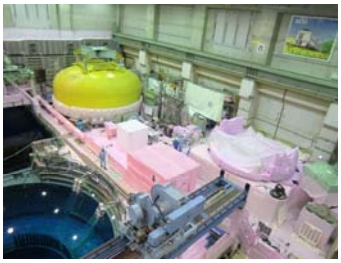
⑲ 重大事故等対処設備

⑳ その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては,燃料集合体の移動作業がある。この作業で使用する燃料取替機は，原子炉圧力容器と使用済燃料プール内ラック間の燃料集合体，キャスクへの使用済燃料集合体の移動作業を行う。原子炉建屋クレーンにおいては，キャスクの移動，プラント定検時の原子炉建屋原子炉棟 6 階床面における各機器の配置変更，搬入及び搬出を行う。

東海第二発電所の現場状況を以下に示す。

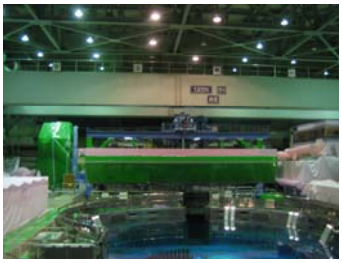
原子炉建屋クレーン



原子炉建屋原子炉棟 6 階西側

原子炉建屋原子炉棟 6 階平面図

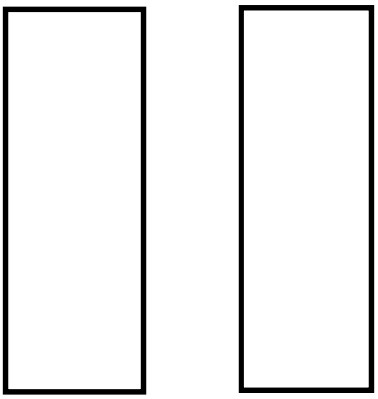
原子炉建屋原子炉棟 6 階東側



燃料取替機

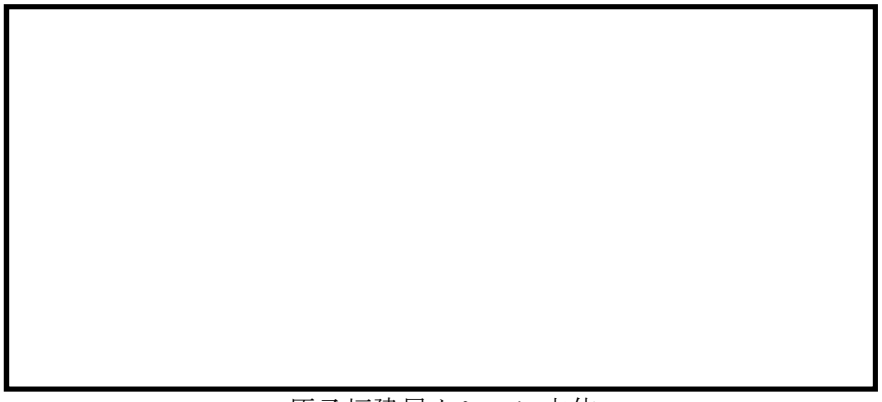
第 3.2－1 図　原子炉建屋原子炉棟 6 階床面概要

燃料取替機本体

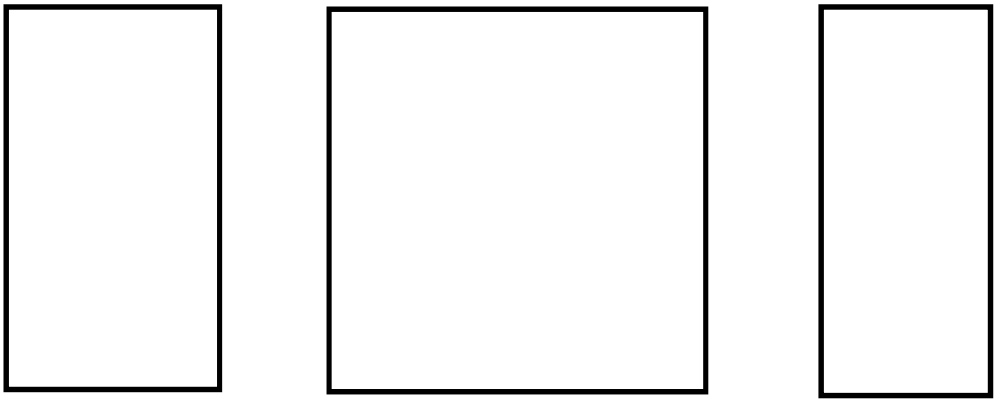


燃料集合体　　制御棒

第 3.2－2 図　燃料取扱機本体及び取扱重量物



原子炉建屋クレーン本体



キャスク　　キャスク吊具　　使用済燃料プールゲート

第 3.2－3 図　原子炉建屋クレーン本体及び取扱重量物

第 3.2－1 表　評価フローⅠの抽出結果（詳細）（その 1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガータ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン
		新燃料検査台
5	PCV（取扱具含む）	PCV ヘッド
		PCV ヘッド吊り具
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド （＋スタッドボルトテンショナ）
		RPV ヘッドフランジガスケット
		ミラーインシュレーション
		スタッドボルト着脱装置
		ミラーインシュレーションベロー
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ
		セパレータ
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		D/S 吊り具
		MS ラインプラグ
		MSLP 用電源箱
		MSLP 用空気圧縮機
		MSLP 用電動チェーンブロック
		マルチストロングバック
		燃料集合体
		チャンネル着脱機
		D/S 水中移動装置
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック
		チャンネル貯蔵ラック
		使用済燃料貯蔵ラック
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック
		LPRM 収納缶置台
		制御棒ハンガ
9	プールゲート類	燃料プールゲート（大）
		燃料プールゲート（小）
		キャスクピットゲート

番号	抽出項目	詳細
10	キャスク （取扱具含む）	キャスク
		キャスク吊り具
		ドライキャスク
		ドライキャスク吊り具
		固体廃棄物移送容器
		固体廃棄物移送容器用垂直吊り具 （R/B 用）
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		チャンネンル着脱機制御盤
		作業用分電盤
		中継端子箱
		原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤
		水中照明電源箱
		シッピング用操作盤部
		シッピング動力盤
		開閉器
		キャスクピット排水用電源盤
12	フェンス・ラダー類	手摺り（除染機用レール含む）
		可動ステージ開放用ホイスト架台
		原子炉ウェル用梯子
		DSP 昇降梯子
		パーテーション
13	装置類	集塵装置（収納コンテナ含む）
		DSP パッキン用減圧器
		酸化膜厚測定装置
		水中テレビ制御装置
		燃料付着物採取用装置 （本体，ポール，ヘッド）
		水位調整装置
		リークテスト測定装置
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台
		工具類
		大型セイバーソー
		遮へい体
		防炎シート類
		足場材
		水中簡易清掃装置保管箱
		局所排風器
		ウェル用資機材
		ローリングタワー
		フィルタ収納容器
		LPRM 収納箱

第 3.2－2 表　評価フローⅠの抽出結果（詳細）（その 2）

番号	抽出項目	詳細
14	作業用機材類	テント
		酸化膜厚瘦測定装置架台
		工具箱（引き出しタイプ）鋼製
		ドロップライト収納箱
		グラップル収納箱
		水中カメラ支持ポール
		チャンネル固縛仮置き架台
		NFV 用吊り具ワイヤ
		除染ピット用クーラー
		スポットクーラー
		注水ユニット
		キャスク底部固定金具
		足場収納箱
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計
		エリアモニタ
		プロセスモニタ
		ページング
		固定電話
		監視カメラ
		IAEA カメラ
		使用済燃料プール温度計
		使用済燃料プール水位計
		水素濃度計
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）
		RCW サージタンク液位計
		地震計
16	試験・検査用機材類	テンショナ用テストブロック
		スタッドボルト試験片
		FHM 用テストウェイト
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）
		シッピング装置架台
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ
		キャスク除染ピットカバー
		DS プールカバー
		原子炉ウェルシールドプラグ
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ
		SFP スロットプラグ
		SFP スロットプラグ吊り具
		DSP スロットプラグ
		DSP スロットプラグ吊り具
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ
		FPC　F/D コンクリートプラグ
		CUW　F/D コンクリートプラグ

番号	抽出項目	詳細
18	空調機	空調機
		FHM 操作室空調機
19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器
		常設スプレイヘッダ
20	その他	配管
		チェッカープレート
		非常用誘導灯
		消火設備
		掲示板
		ガラス
		ダクト
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		救命用具
		定検資機材
		RCW サージタンク
		時計
		手摺り収納箱
		ステップ
		カメラケース
		カメラ用架台
		ペリスコープ用架台
		キャビネット（コンテナ類含む）
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）
		安全帯用ポール及び連結板
		内蓋吊金具収納箱
		垂直吊具エアー操作ユニット
		リークテスト測定装置ホース収納箱
		蓋仮置き台
		フランジプロテクター
		蓋吊具（DC 用，NFT 用）
		ボンベ台車
		収納缶（冷却用）
		ハンドリフター（2t）
		加圧タンク
		ヘリオット
		位置決めラグ
		RPV ヘッド架台
		真空乾燥装置
		新燃料容器
		コンテナ用枕木

4　使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

4.1　評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方

4.1.1　設置状況による抽出

使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法等を考慮して，使用済燃料プール内に落下するおそれがあるものを検討要，それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

4.1.2　落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となった重量物について，落下エネルギーを算出し，気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギー（約 15.5kJ※）を超える重量物となる設備等を検討要，それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

※　燃料体等の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから，燃料体等と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は，燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（別紙 1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

$E = m \times g \times h$

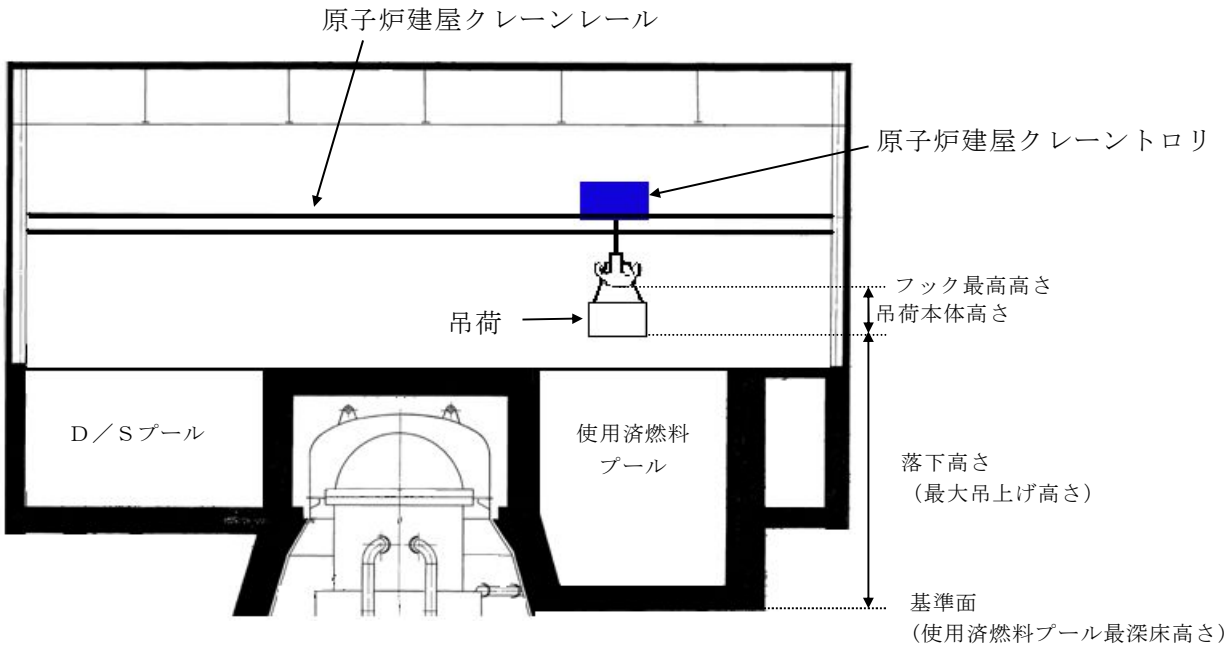
E：落下エネルギー［J］

m：質量［kg］

g：重力加速度［m/s^2］

h：落下高さ［m］

ここで，落下高さは，各設備等の最大吊り上げ高さ（＝フック最高高さ－プール最深床高さ－吊荷本体高さ）とし，基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。



第 4.1－1 図　落下高さ算出概要

4.1.3　落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の算出

4.1.1「設置状況による抽出」及び 4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により，検討要になるものを，評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断が必要となる重量物として抽出する。

4.2　評価フローⅡの抽出結果

4.2.1　設置状況による抽出結果

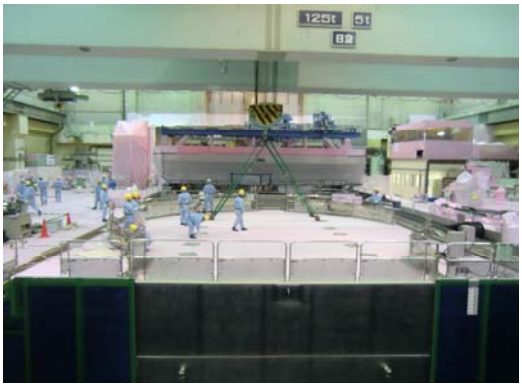
設置位置については，手摺りにより区画された外側に配置されていれば，使用済燃料に容易に落下することはないと考えられる。したがって，手摺りにより区画された外側に配置されていることで，使用済燃料プールとの離隔を確保していることとする。

下記項目の設備等は,使用済燃料プールの手摺りの外側に設置されており，使用済燃料プールとの離隔が確保されているとともに，設置方法として，転倒防止対策（電源盤類，空調機については，床面や壁面にボルト等にて固定または固縛）がとられており，仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとられていることから，落下は防止される（詳細は，使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備との離隔概要について（別紙 2）参照)。

＜検討不要となる項目※＞

- ⑤PCV（取扱具含む）
- ⑪電源盤類
- ⑱空調機
- ⑲重大事故等対処設備

※各項目の詳細は第 3.2－1 表及び第 3.2－2 表を参照



使用済燃料プール周り（全体）

使用済燃料プール周り（手摺り）

4.2.2　落下エネルギーによる抽出結果

下記項目の設備等は，4.1.2「落下エネルギーによる抽出」に示す落下エネルギーの算出方法により算出された落下エネルギーが，気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さくなり，検討不要となる。

＜検討不要の項目※＞

・⑧プール内ラック類

・⑭作業用機材類

・⑮計器・カメラ・通信機器類

※各項目の詳細は第 3.2－1 表及び第 3.2－2 表参照

上記項目の設備等は，使用中に仮に使用済燃料プールへ落下した場合においても，その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーより小さいことから，検討不要とした。

4.2.3　落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

4.2.1「設置状況による抽出」及び4.2.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要になる重量物として抽出した項目を下記に示す。

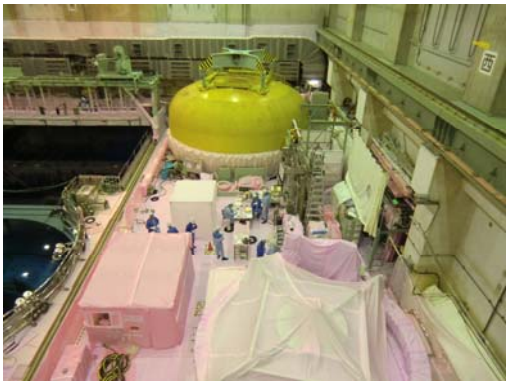
これらの項目は，落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから，後段の評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断を実施する。

＜検討要となる項目※＞

- ①原子炉建屋原子炉棟
- ②燃料取替機
- ③原子炉建屋クレーン
- ④その他クレーン類
- ⑥RPV（取扱具含む）
- ⑦内挿物（取扱具含む）
- ⑨プールゲート類
- ⑩キャスク
- ⑫フェンス・ラダー類
- ⑬装置類
- ⑯試験・検査用資材
- ⑰コンクリートプラグ・ハッチ類
- ⑳その他

※各項目の詳細は第3.2－1表及び第3.2－2表を参照

原子炉建屋原子炉棟（天井面）



原子炉建屋原子炉棟（壁面）

5.　落下防止対策の要否判断

5.1　評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フローⅡで検討要として抽出した重量物について，使用済燃料プールへの落下原因に応じて，落下防止措置を適切に実施する設計とする。

抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理について第 5.1－1 表に示す。

第 5.1－1 表　抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した設備等※	該当する落下原因（ａ～ｄ）及び落下対策（①～③）					
	ａ．地震による設備等の損壊	ｂ．吊荷取扱装置の故障等		ｃ．吊荷取扱装置の誤操作		ｄ．吊荷取扱設備の待機位置等
	①	②	③	②	③	③
原子炉建屋原子炉棟	○	―	―	―	―	―
燃料取替機	○	―	○	―	○	○
原子炉建屋クレーン	○	―	○	―	○	○
その他クレーン類	○	○	○	○	○	―
RPV（取扱具含む）	―	○	○	○	○	―
内挿物（取扱具含む）	○	○	○	○	○	―
プールゲート類	―	○	○	○	○	―
キャスク（取扱具含む）	―	○	○	○	○	○
フェンス・ラダー類	―	○	○	○	○	―
装置類	―	○	○	○	○	―
試験・検査用機材類	―	○	○	○	○	―
コンクリートプラグ・ハッチ類	―	○	○	○	○	―
その他	―	○	○	○	○	―

※項目の詳細は第 3.2－1 表及び第 3.2－2 表参照

ここで，吊荷取扱設備とは，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンであり，吊荷取扱装置とは，吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記落下防止対策①～③については，具体的に以下により確認する。

①　耐震性確保による落下防止対策

原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンについて，基準地震動 Ss に対する耐震評価により壊れて落下しないことを確認し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また，使用済燃料プール周辺に常設している重量物は，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

② 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として，燃料取替機にはフック外れ止め，ワイヤロープ二重化，フェイルセーフ機構等の設備構造上の落下防止措置が，原子炉建屋クレーンにはフック外れ止め，フェイルセーフ機構（ワイヤロープストッパ機構含む）等の設備構造上の落下防止措置が適切に講じられている設計とする。

③ 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用，原子炉建屋クレーンの可動範囲制限及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策により，落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

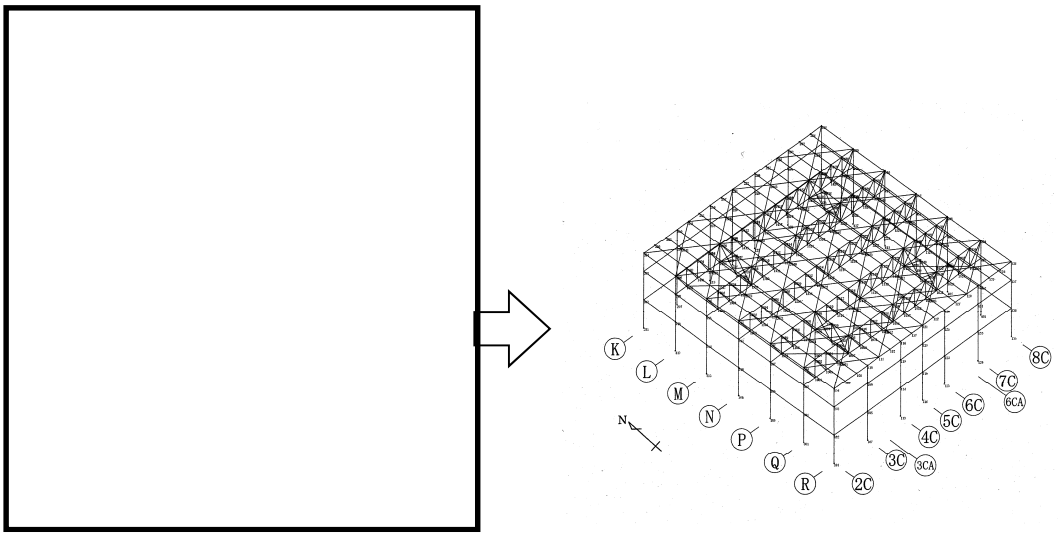
5.2　評価フローⅢの評価

5.2.1　耐震性確保による落下防止対策

(1)　原子炉建屋原子炉棟及び使用済燃料プール上部にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については，6 階床面（EL.46.5m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁および鉄骨造の屋根トラス，屋根面水平ブレース等を線材，面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し，基準地震動 Ss に対する評価を行い，屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず，使用済燃料プール内に落下しないことを設計とする。なお，屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており，地震による剥落はない。原子炉建屋原子炉棟 6 階床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり，6 階床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 Ss に対して落下しない設計とする。

なお,使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが,その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいため，評価フローⅡにおいて検討不要としている。



概略断面図　　屋根トラス詳細評価モデル

第 5.2－1 図　原子炉建屋原子炉棟屋根評価モデル

(2)　燃料取替機

燃料取替機※は，使用済燃料プール，原子炉ウェル及びＤ／Ｓプールをまたぐレール上を走行する取替機であり，浮上りによる脱線を防止するため，脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は，走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり，燃料取替機の浮上りにより走行，横行レールより脱線しない構造とする。

燃料取替機は，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

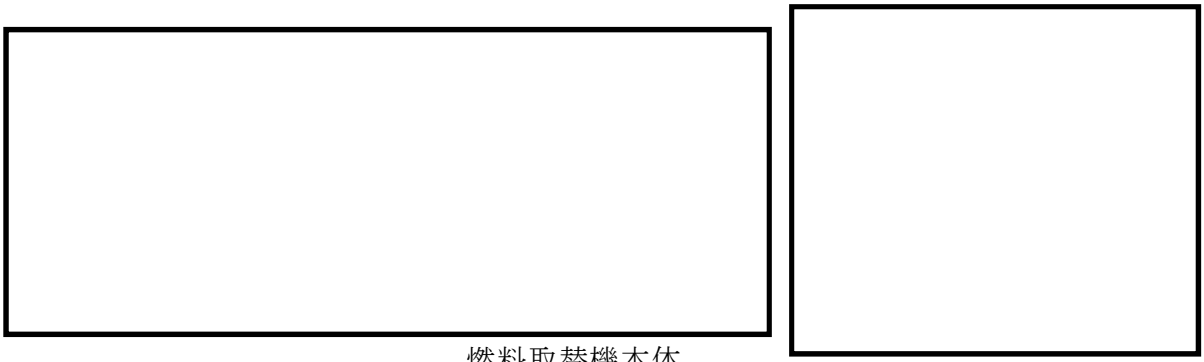
※　耐震性評価においては燃料取替機の使用済燃料プール上で取り扱う吊荷となる項目全てを包絡する重量とする。

○燃料集合体

○ブレードガイド

○制御棒　　等

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。

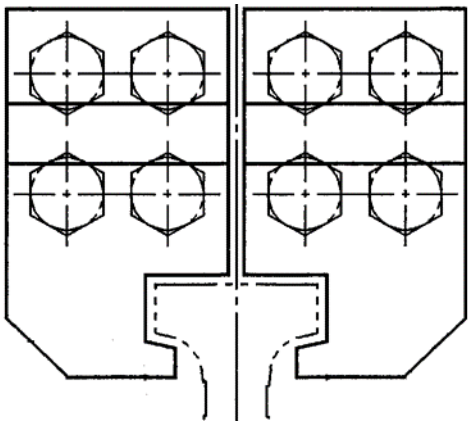


燃料取替機本体

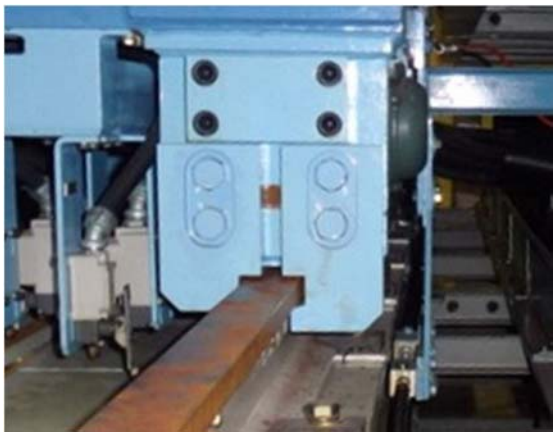
走行レール上面

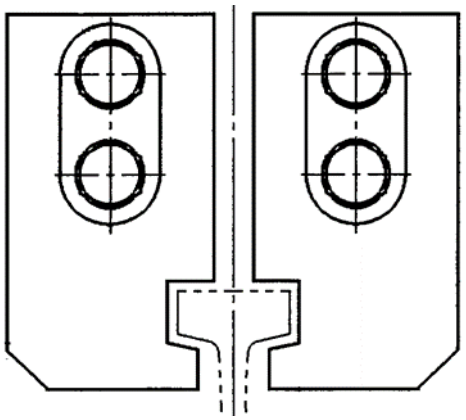
走行レール断面

第 5.2－2 図　燃料取替機本体及び走行レール詳細（１／２）



①　脱線防止装置（ブリッジ側）





②　脱線防止装置（トロリ側）

第 5.2－2 図　燃料取替機本体及び走行レール詳細（２／２）

ａ．燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

以下に，耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a)　評価方法

解析モデルとして燃料取替機の 3 次元はりモデルを作成し，時刻歴応答解析にて評価する。

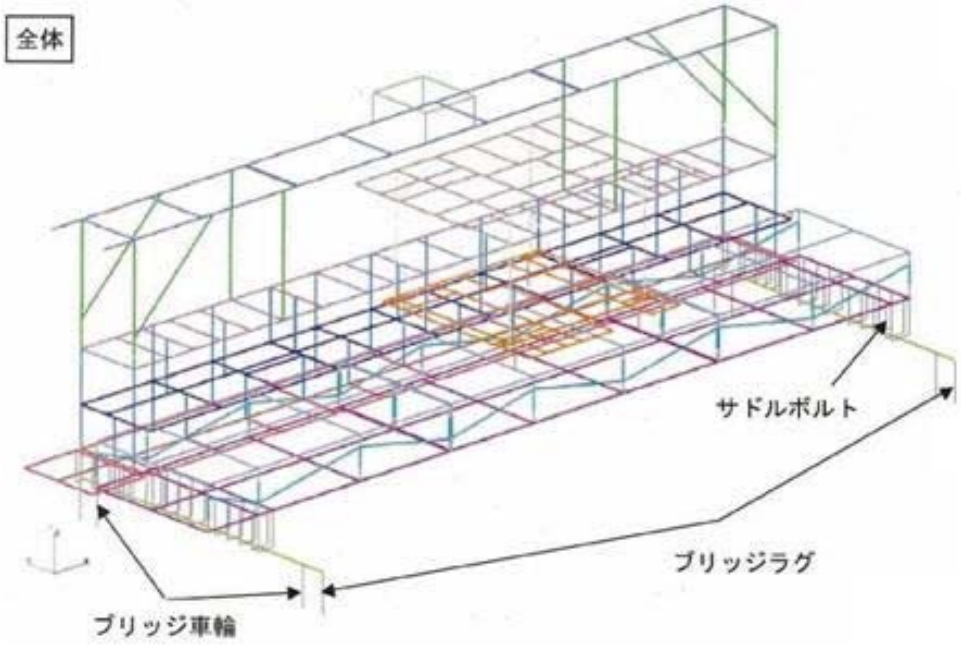
(b)　評価部材

ⅰ．燃料取替機本体（構造物フレーム）

ⅱ．トロリ脱線防止ラグ

ⅲ．ブリッジ脱線防止ラグ

ⅳ．走行レール



第 5.2－3 図　燃料取替機解析モデル（イメージ）

ⅰ．燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して燃料取替機本体（構造物フレーム）に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ⅱ．トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし，トロリが浮上り，横行レールより脱線しない構造とする。

本装置は，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ⅲ．ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ(両爪タイプ)つめ部にて両側から抱き込む構造とし，燃料取替機が浮上り，走行レールより脱線しない構造とする。

本装置は，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ⅳ．走行レール

走行レールは原子炉建屋原子炉棟 6 階床面に設置され，本レールが破損した場合，燃料取替機本体が使用済燃料プールに落下することを防止するため，想定される最大重量の吊荷を吊った状態におい

ても，基準地震動 Ss に対して走行レールに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

b．吊荷の落下防止対策

燃料取替機により，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として,ワイヤロープやフックの破断,ブレーキの滑りが考えられるため，ワイヤロープ，フック及びブレーキは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a)　評価方法

燃料取替機本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し,全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b)　評価条件

・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ（Su）による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については,重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト，モノレールホイスト及びフレームホイスト）について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 1 に，主ホイストにおける評価例を示す。

(3)　原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーン※は，原子炉建屋原子炉棟内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり，浮上りによる脱線を防止するため，脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は，ランウェイガータ当り面，横行レールに対し，浮上り代を設けた構造であり，クレーンの浮上りにより走行，横行レールより脱線しない構造としている。

原子炉建屋クレーンは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

※　耐震性評価においては原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール上で取り扱う吊荷は，下記のように燃料取替機によりつられる項目を包絡する重量とする。

○キャスク

○プールゲート

○燃料集合体等　　等

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。

第 5.2－4 図　原子炉建屋クレーン本体

a．原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは，下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して，波及的影響を及ぼさないことを確認することから，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a)　評価方法

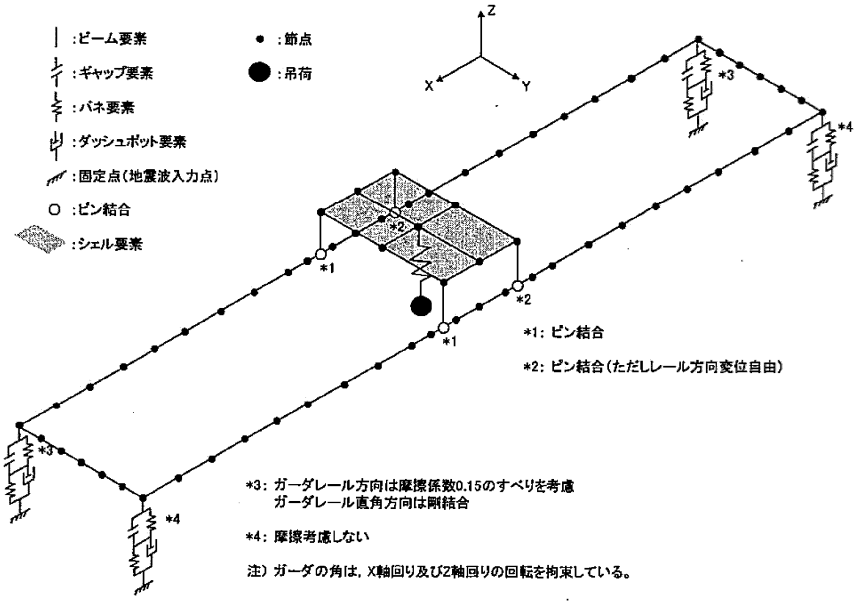
解析モデルとして原子炉建屋クレーンの 3 次元はりモデルを作成し，時刻歴応答解析にて評価する。

(b)　評価部材

ⅰ．クレーン本体ガーダ

ⅱ．脱線防止ラグ

ⅲ．トロリストッパ



第 5.2－5 図　原子炉建屋クレーン解析モデル（イメージ）

ⅰ．クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

ⅱ．脱線防止ラグ

走行脱線防止ラグは，ランウェイガーダ当り面に対し浮上り代を設けた構造とし，原子炉建屋クレーンが浮上り，ランウェイガーダより脱線しない構造とする。

脱線防止装置は，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ⅲ．トロリストッパ

トロリストッパは,横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし,トロリが浮上り，横行レールより脱線しない構造としている。

トロリストッパは，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対してトロリストッパに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

b．吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，脱線防止ラグは，原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 Ss に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a)　評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b)　評価条件

・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。

・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ（Su）による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については,重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト及びモノレールホイスト）について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 2 に，主巻における評価例を示す。

5.2.2　設備構造による落下防止対策

(1)　燃料取替機

使用済燃料プール上において,燃料取替機で扱う吊荷の作業を行う際に,使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

ａ．駆動電源の喪失対策

燃料取替機は,動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a)　動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2－6 図に示す。燃料取替機のブレーキは，動力電源喪失時においても第 5.2－6 図の①，②に示すように，スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について
①制御電源が落ち，コイル部（青塗り部）が非励磁になると，アーマチュア（赤塗り部）との間に吸引力が喪失する。
②ブレーキスプリング（緑塗り部）の力によりアーマチュアがインナーディスク及びアウターディスク（黄色部）を押さえつける。

第 5.2－6 図　直流電磁ブレーキの概要

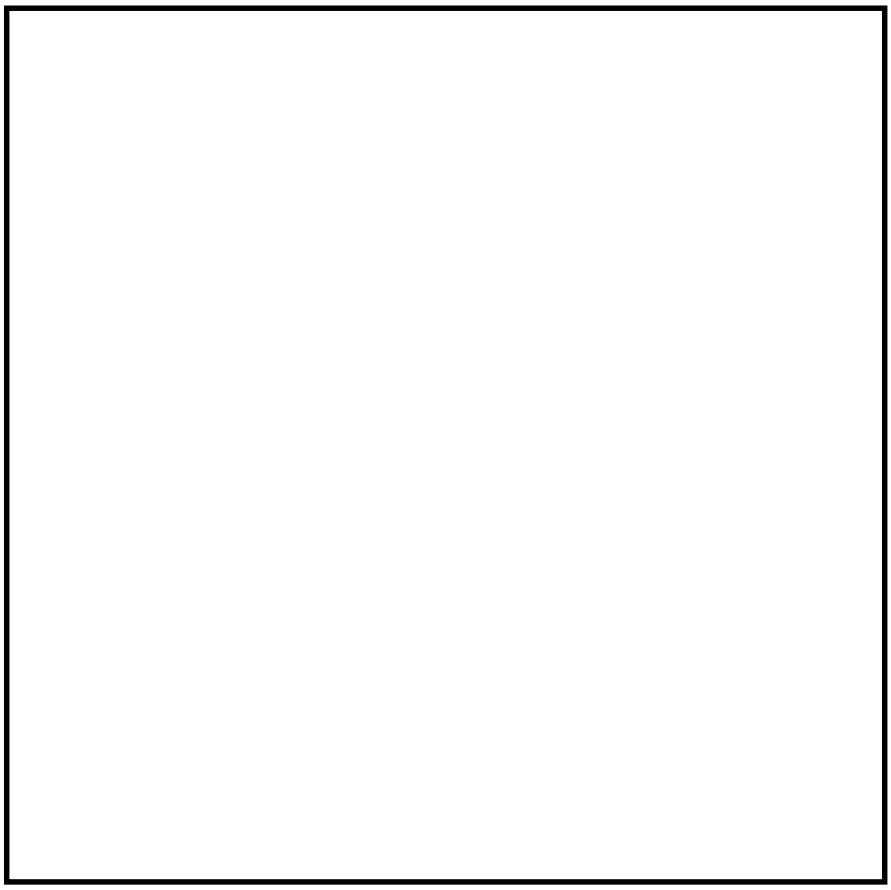
(b)　駆動用空気喪失時のブレーキ機能について

燃料つかみ具機構の概要について第 5.2－7 図に示す。また，燃料つかみ具機構の駆動用空気喪失時のブレーキ機能を以下に示す。

①　燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも，フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。

②　燃料が吊られている状態では，メカニカルインターロックカム構造により，燃料集合体は外れない設計とする。

③　燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には，燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。

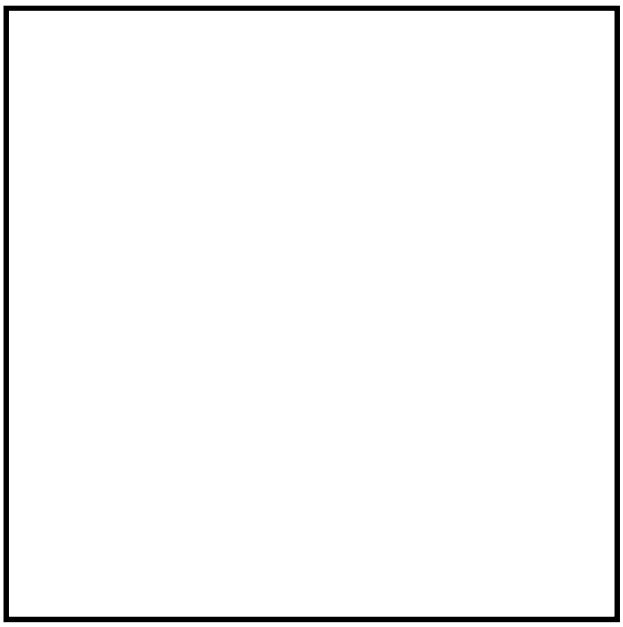


第 5.2－7 図　燃料つかみ具機構概要

b．ワイヤロープ２重化対策

ワイヤロープを２重化することで，仮にワイヤロープが１本切れた場合でも，残りのワイヤロープ※で重量物が落下せず，安全に保持できる設計とする。

※ ワイヤロープ１本の耐荷重は約 9.7t であり，燃料集合体の１体の重量（約 300kg）は十分に保持可能である。



第 5.2－8 図　燃料取替機ワイヤロープ２重化構造

c．速度制限

燃料取替機は，操作員からの入力指示に従い，計算機システムより駆動制御装置に運転指令を与え，一連の燃料取替作業を自動的に行える機能を有しており，この駆動を制御するための駆動制御装置及び駆動制御装置に指令を与える判断装置としての計算機システムにより，速度制限を行い，誤動作等による吊荷の振れを抑制し，吊荷の落下を防止している。

具体的には，運転員の入力指示に従い，計算機が安全な移送ルート，及び速度パターンを決定し，運転指令信号を出力することで，ブリッジ等を駆動し，速度制限による運転が行われる。

この他，手動による操作も可能であり，本操作時においても運転速度は制限され，誤操作等による吊荷の振れを抑制し，吊荷の落下を防止する設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2－1 表　運転速度

単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト
自動 半自動	－			
手動	押ボタン			
	1 ノッチ			
	2 ノッチ			
	3 ノッチ			

トロリホイスト及びフレームホイストについては，ペンダントにより高速（ m/min），低速 m/min）の選択が可能。

d．過巻防止

主ホイスト，トロリホイスト及びフレームホイストには，過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために，過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており，過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

(2)　原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において，原子炉建屋クレーンで扱う吊荷の作業を行う際に，使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

ａ．駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは，動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a)　動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2－9 図に示す。原子炉建屋クレーンのブレーキは，動力電源喪失時においても第 5.2－9 図の①，②に示すように，スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

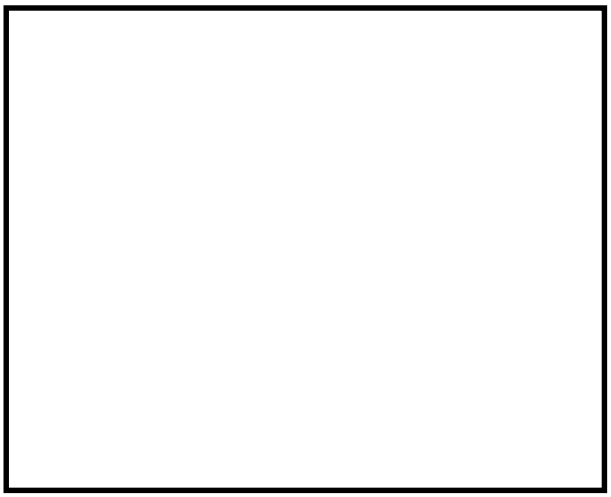
※非励磁時のブレーキ機能について
①制御電源が落ち，電磁石コイルが非励磁になると，バネ（赤塗り部）の力によりブレーキドラム（黄色部）をブレーキライニング（青部）が挟み込み，強力な制動力を発生する。

第 5.2－9 図　電磁ブレーキ構造

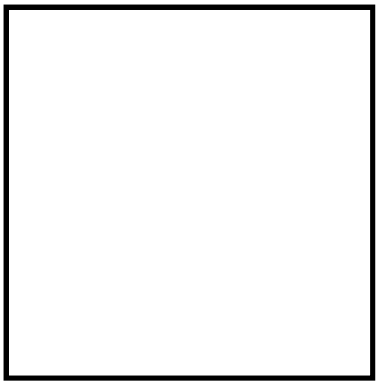
b．主巻ワイヤロープストッパ方式及びフックの外れ止め金具

主巻のイコライザハンガをストッパ方式にすることで，仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず，安全に保持できる構造となっている。

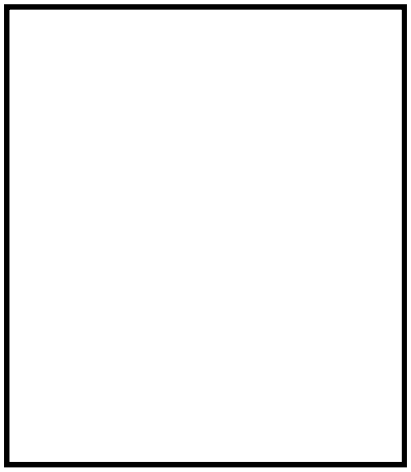
また，フックには，外れ止め金具が装備されており，フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計となっている。



イコライザハンガ構造図



ストッパ方式概念図



主巻フック構造図

第 5.2－10 図　イコライザハンガ及び主巻フック構造

c．速度制限

原子炉建屋クレーンの主巻は操作室からの操作が可能であり，補巻は操作室からの操作とクレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。操作室で操作する場合は，低速－高速の切替運転，ペンダント操作による運転では，可変抵抗器により 10 段階速度で運転が可能である。

また，モノレールホイストについては，クレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2－2 表　運転速度

主巻及び補巻　　単位：m/min

運転操作	操作室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻			
補巻			
横行			
走行			

モノレールホイスト　　単位：m/min

運転操作	ペンダント操作
巻上機	
横行	

運転操作における各設備操作の運転速度制限により，誤操作等による吊荷の振れを抑制し，吊荷の落下を防止している。

d．過巻防止

主巻，補巻，モノレールホイスト巻上装置には，過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために，過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより，過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

5.2.3　運用による落下防止対策

(1)　法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には，点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる燃料集合体や内挿物の移送作業においても，この規定に基づく作業前点検等を行い，クレーンや玉掛用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

また，燃料取替機においても，作業前点検等を実施することにより，原子炉建屋クレーン同様，取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

クレーン等安全規則（抜粋）
第二章　クレーン　　第三節　定期自主検査等
（定期自主検査）
第三十四条　事業者は，クレーンを設置した後，一年以内ごとに一回，定期に，当該クレーンについて自主検査を行なわなければならない。ただし，一年をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては，この限りでない。
2　事業者は，前項ただし書のクレーンについては，その使用を再び開始する際に，自主検査を行なわなければならない。
3　事業者は，前二項の自主検査においては，荷重試験を行わなければならない。ただし，次の各号のいずれかに該当するクレーンについては，この限りでない。
一　当該自主検査を行う日前二月以内に第四十条第一項の規定に基づく荷重試験を行ったクレーン又は当該自主検査を行う日後二月以内にクレーン検査証の有効期間が満了するクレーン
二　発電所，変電所等の場所で荷重試験を行うことが著しく困難なところに設置されており，かつ，所轄労働基準監督署長が荷重試験の必要がないと認めたクレーン
4　前項の荷重試験は，クレーンに定格荷重に相当する荷重の荷をつって，つり上げ，走行，旋回，トロリの横行等の作動を定格速度により行なうものとする。
第三十五条　事業者は，クレーンについて，一月以内ごとに一回，定期に，次の事項について自主検査を行なわなければならない。ただし，一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては，この限りでない。
一　巻過防止装置その他の安全装置，過負荷警報装置その他の警報装置，ブレーキ及びクラツチの異常の有無
二　ワイヤロープ及びつりチエーンの損傷の有無
三　フック，グラブバケツト等のつり具の損傷の有無
四　配線，集電装置，配電盤，開閉器及びコントローラーの異常の有無
五　ケーブルクレーンにあっては，メインロープ，レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態

（作業開始前の点検）
第三十六条　事業者は、クレーンを用いて作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に、次の事項について点検を行なわなければならない。
一　巻過防止装置、ブレーキ、クラツチ及びコントローラーの機能
二　ランウエイの上及びトロリが横行するレールの状態
三　ワイヤロープが通っている箇所の状態

第八章　玉掛け　　第一節　玉掛用具
（作業開始前の点検）
第二百二十条　事業者は、クレーン、移動式クレーン又はデリツクの玉掛用具であるワイヤロープ、つりチエーン、繊維ロープ、繊維ベルト又はフック、シャックル、リング等の金具（以下この条において「ワイヤロープ等」という。）を用いて玉掛けの作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に当該ワイヤロープ等の異常の有無について点検を行なわなければならない。
2　事業者は、前項の点検を行なつた場合において、異常を認めたときは、直ちに補修しなければならない。

第八章　玉掛け　　第二節　就労制限
（就労制限）
第二百二十一条　事業者は、令第二十条第十六号に掲げる業務※（制限荷重が一トン以上の揚貨装置の玉掛けの業務を除く。）については、次の各号のいずれかに該当する者でなければ、当該業務に就かせてはならない。
一　玉掛け技能講習を修了した者
二　職業能力開発促進法（昭和四十四年法律第六十四号。以下「能開法という。）第二十七条第一項の準則訓練である普通職業訓練のうち、職業能力開発促進法施行規則（昭和四十四年労働省令第二十四号。以下「能開法規則」という。）別表第四の訓練科の欄に掲げる玉掛け科の訓練（通信の方法によって行うものを除く。）を修了した者
三　その他厚生労働大臣が定める者

※令第二十条第十六号に掲げる業務とは，つり上げ荷重が一トン以上のクレーンの玉掛けの業務が含まれる。

(2)　吊荷取扱設備の待機場所等による落下防止措置

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，通常時，使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととし，使用済燃料プール上に落下することを防止する設計とする。また，原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては，可動範囲をインターロックにより制限することで，吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

別紙 3 に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所等について，別紙 4 に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。

(3)　異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プールは，異物混入防止エリアを設置することで，異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止することとしている。管理項目として，出入口は原則１箇所とし，作業員による当該エリアでの物品の持込み，持出しについては監視員による確認等を行い，不要物品等の持込みを制限することで，落下防止対策が図られている。

別紙５に使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアの概要を示す。

5.3　評価フローⅢの抽出結果

5.3.1　落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

評価フローⅡで検討要となった重量物について，5.2.1「耐震評価による落下防止対策」，5.2.2「設備構造による落下防止対策」，及び5.2.3「運用による落下防止対策」を実施することで，使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。

6. 重量物の評価結果

(1) 評価結果

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価結果について第 6.1－1 表に示す（抽出した機器の重量は，系統設計仕様書，機器設計仕様書，外形図，構造図及び製作図を参照した）。

(2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため，「2. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出」に基づき，落下時影響評価が必要な重量物を選定した。

評価フローⅠ及び評価フローⅡにおいて，使用済燃料プールへの落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがある重量物として，原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を選定した。

評価フローⅢにおいて，設備構造上の落下防止措置の確認及び運用状況の確認を実施し，落下防止対策が適切に実施されていることを確認した。また，耐震評価による確認として，基準地震動 Ss に対して落下防止のために必要な強度を有する設計とする。

以上のことから，今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件について，適合していることを示すことが可能である。

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，本評価フローの考え方に基づき，使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い，評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い，必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

第 6.1－1 表　使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表

評価フローⅠ		評価フローⅡ					評価フローⅢ							評価フローⅣ
		評価①	評価②				評価③							
番号	抽出した設備等※1	配置	重量	高さ	落下エネルギー	選定結果	a. 地震による設備等の破損	b. 吊荷取扱装置の故障等		c. 吊荷取扱装置の誤操作		d. 吊荷取扱設備の待機位置等	選定結果※2	落下時の影響評価※2
							対策①	対策②	対策③	対策②	対策③	対策③		
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約 35m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	不要
2	燃料取替機	×	約 23 t	約 12m	約 2.7MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料プール外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約 48 t	約 20m	約 9.4MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料プール外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約 1000kg	約 17m	約 167kJ	×	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
5	PCV（取扱具含む）	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
6	RPV（取扱具含む）	×	約 4.6t	約 14m	約 631kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
7	内挿物（取扱具含む）	×	約 430kg	約 12m	約 50.6kJ	×	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
8	プール内ラック類	×	約 7.5 t	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
9	プールゲート類	×	約 2.7t	約 12m	約 318kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
10	キャスク	×	約 120t	約 14m	約 16.5MJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	○ 可動範囲制限	○	不要
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約 300 kg	約 12m	約 24kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
13	装置類	×	約 800 kg	約 12m	約 94kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
14	作業用機材類	×	＜100kg	約 12m	＜11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	＜300kg	約 4m	＜11.8kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
16	試験・検査用機材類	×	約 500kg	約 14m	約 69ｋJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約 7.5t	約 14m	約 1.0MJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
19	重大事故等対処設備	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	不要
20	その他	×	約 1000kg	約 14m	約 137kJ	×	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限，過巻防止，フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	不要

【凡例の説明】○：次のステップの評価は不要　×：次ステップの評価が必要　－：対象外又は評価不要

【評価フローⅡによる評価基準】　・評価①　：設置状況等により，使用済燃料プールへの落下が想定されない設備等は「○」，落下が想定される設備等は「×」

・評価②　：模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15.504kJ（310kg×5.1m×9.80665m/s2）以上の場合は「×」、未満の場合は「○」

・選定結果：評価①もしくは評価②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」とする。。選定結果が「×」の場合は評価フローⅢによる評価を実施する。

【評価フローⅢによる評価基準】　・評価③　：a，b，c，d の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」，それ以外は「×」

・選定結果：a，b，c，d の項目全てが「○」であれば評価フローⅢの選定結果を「○」，落下時の影響評価は「不要」。a，b，c，d の項目に一つでも「×」があれば選定結果を「×」，落下時の影響評価「必要」。

※1　具体的な設備は，別添資料 4「東海第二発電所　使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について」添付資料 1 の第 1 表を参照のこと。

※2　耐震評価による確認をもって，選定結果「○」とし，落下時の影響評価を「不要」とする。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については，「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49．燃料の貯蔵設備及び取扱設備

> ２．使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は，前項の各号に掲げる事項のほか，次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
>
> （４）貯蔵設備は，燃料集合体の取り扱い中に想定される落下時においても，その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については，模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し，万一の燃料体等の落下を想定した場合においても，ライニングが健全性を確保することが確認されている※1。

試験結果としては，ライニングの最大減肉量は初期値 3.85 ㎜に対して 0.7 ㎜であった。また，落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は，割れ等の有害な欠陥は認められず，燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※１　「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」（HLR-050）

図１は，気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料体等の重量は,本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり，燃料集合体の高さについても，本試験の落下高さ未満となっている。また，燃料集合体の落下時は，水の抵抗による減速効果が期待できることから，この試験は保守的な評価結果となっている。

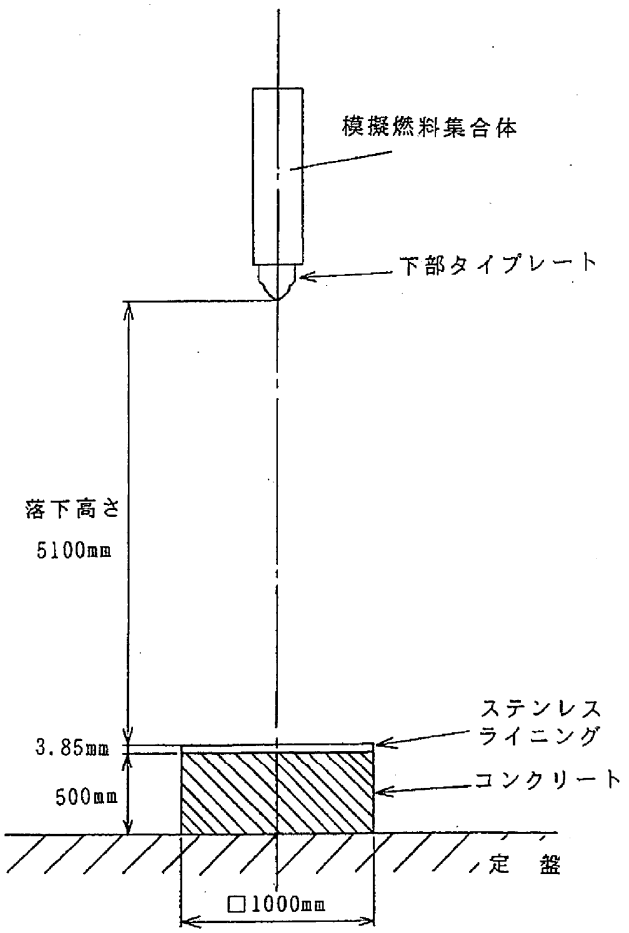


図１　模擬燃料集合体落下試験方法

図１に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は，チャンネル・ボックスを含めた状態で 310kg と保守的※2であり，燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し，5.1m と安全側である。

※２　東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む）は，表１に示すとおり水中で 310kg 未満であることを確認している。

表１　燃料集合体重量

		燃料集合体重量（kg）	
		気中	水中※3
実機	８×８燃料		
	新型８×８燃料		
	新型８×８ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度８×８燃料		
	９×９燃料（Ａ型）		
	９×９燃料（Ｂ型）		
模擬燃料集合体		310	

※３　表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

別紙 2

使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて「検討不要」とした各項目の設備等については，使用済燃料プール手摺り外側にて設置，保管及び取り扱う設備等であり，使用済燃料プールと離隔距離を確保し，使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また，分電盤，制御盤等については，離隔距離を確保し配置されていることに加え，床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから，使用済燃料プールへ落下することはない。

表 1 に，評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し，図 1 にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

表１　評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類

番号	抽出項目	No	詳細	落下防止分類
5	PCV（取扱具含む）	1	PCV ヘッド	①
		2	PCV ヘッド吊り具	①
11	電源盤類	3	照明用トランス	①，②
		4	照明用分電盤	①，②
		5	チャンネル着脱機制御盤	①，②
		6	作業用分電盤	①，②
		7	中継端子箱	①，②
		8	原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤	①，②
		9	水中照明電源箱	①，②
		10	シッピング用操作盤部	①，②
		11	シッピング動力盤	①，②
		12	開閉器	①，②
		13	キャスクピット排水用電源盤	①，②
18	空調機	14	空調機	①，②
		15	FHM 操作室空調機	①，②
19	重大事故等対処設備	16	静的触媒式水素再結合器	①，②
		17	常設スプレイヘッダ	①，②

【落下防止分類】

①使用済燃料プール周りに設置される手摺りの外側に設置，保管及び扱い

②床または壁面への固定

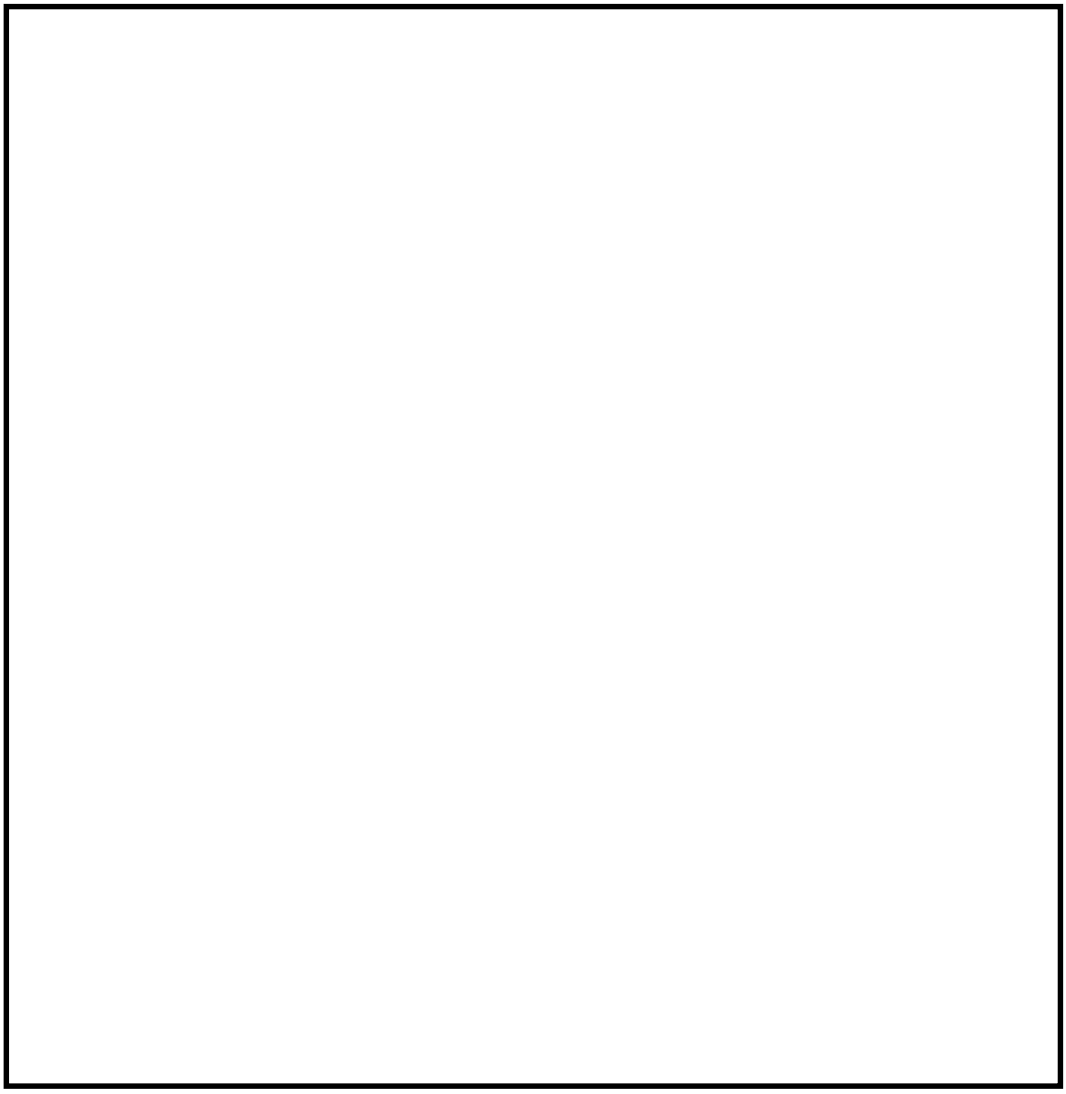


図１　使用済燃料プールと周辺設備の配置図

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，待機時に使用済燃料プール上へ配置しない運用とすることで，使用済燃料プールへの落下は防止される。

以下に，東海第二発電所の燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機位置を示す。

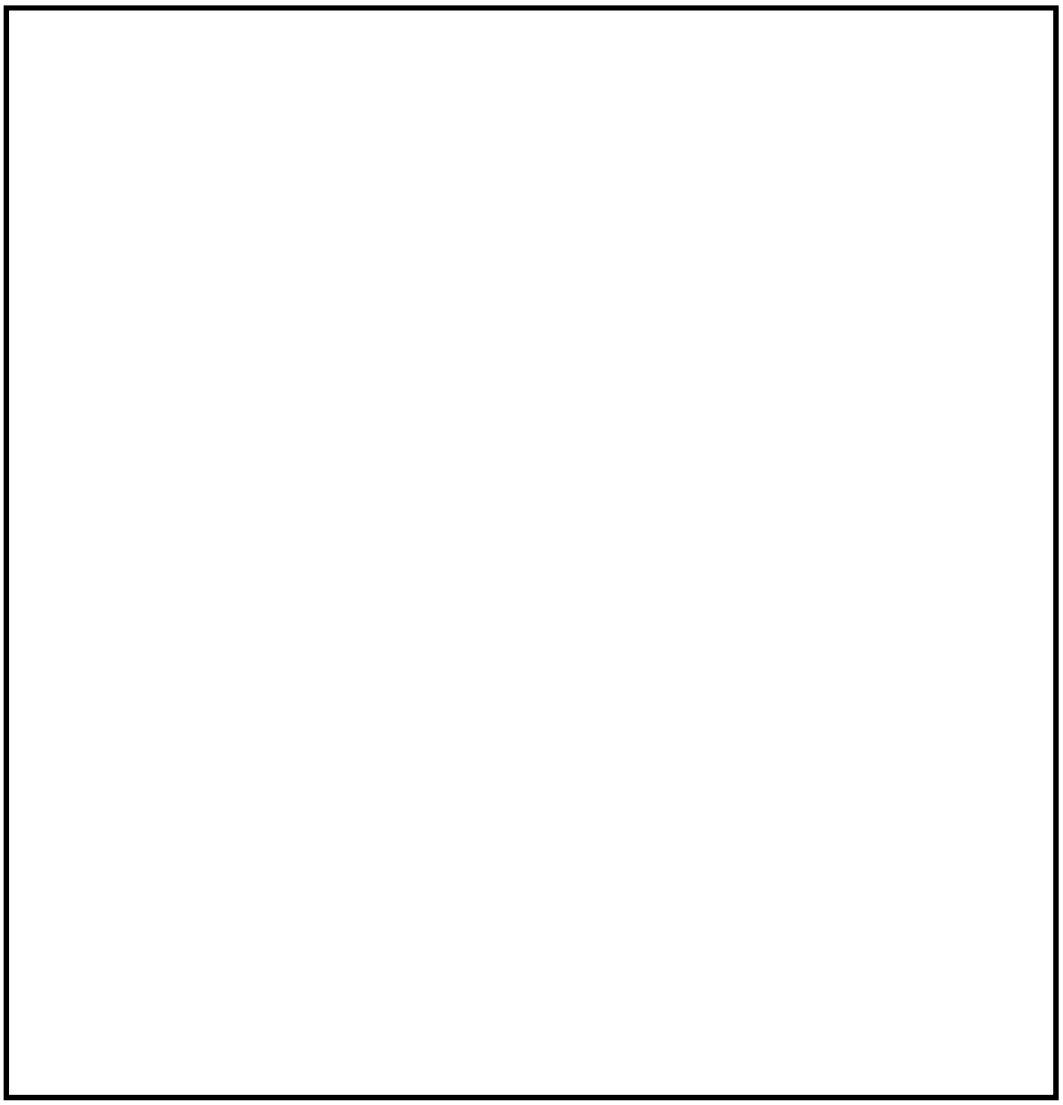


図 2　燃料取替機待機位置

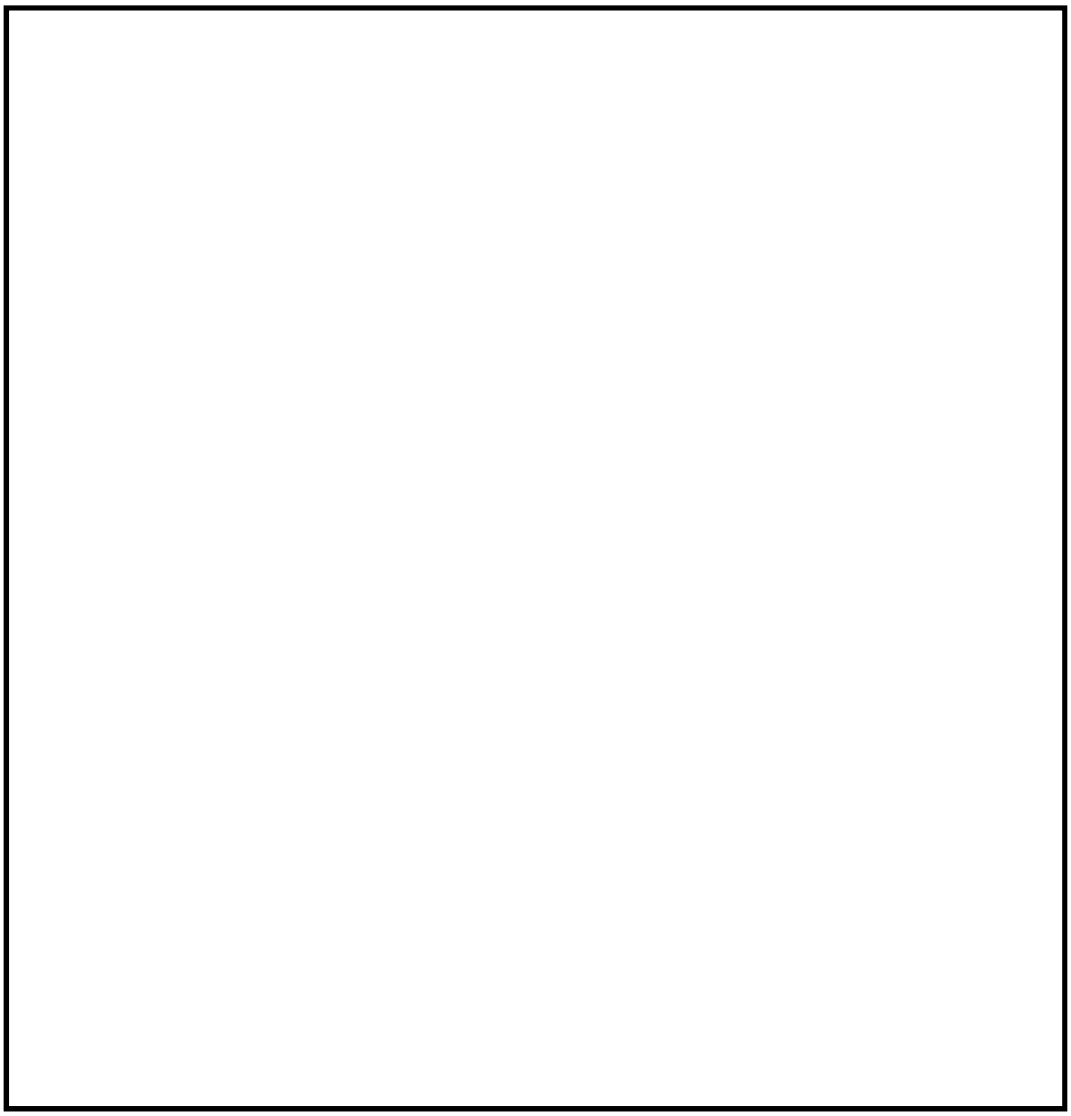


図 3　原子炉建屋クレーン待機位置

原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは，使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが，重量物及びキャスクの移送を行う際には,重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう，レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により，使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

インターロックには 3 つのモードがあり，取り扱う重量物に応じてモード選択を行い，移送範囲を制限することで，使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止している。

原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図 1，2 に示す。

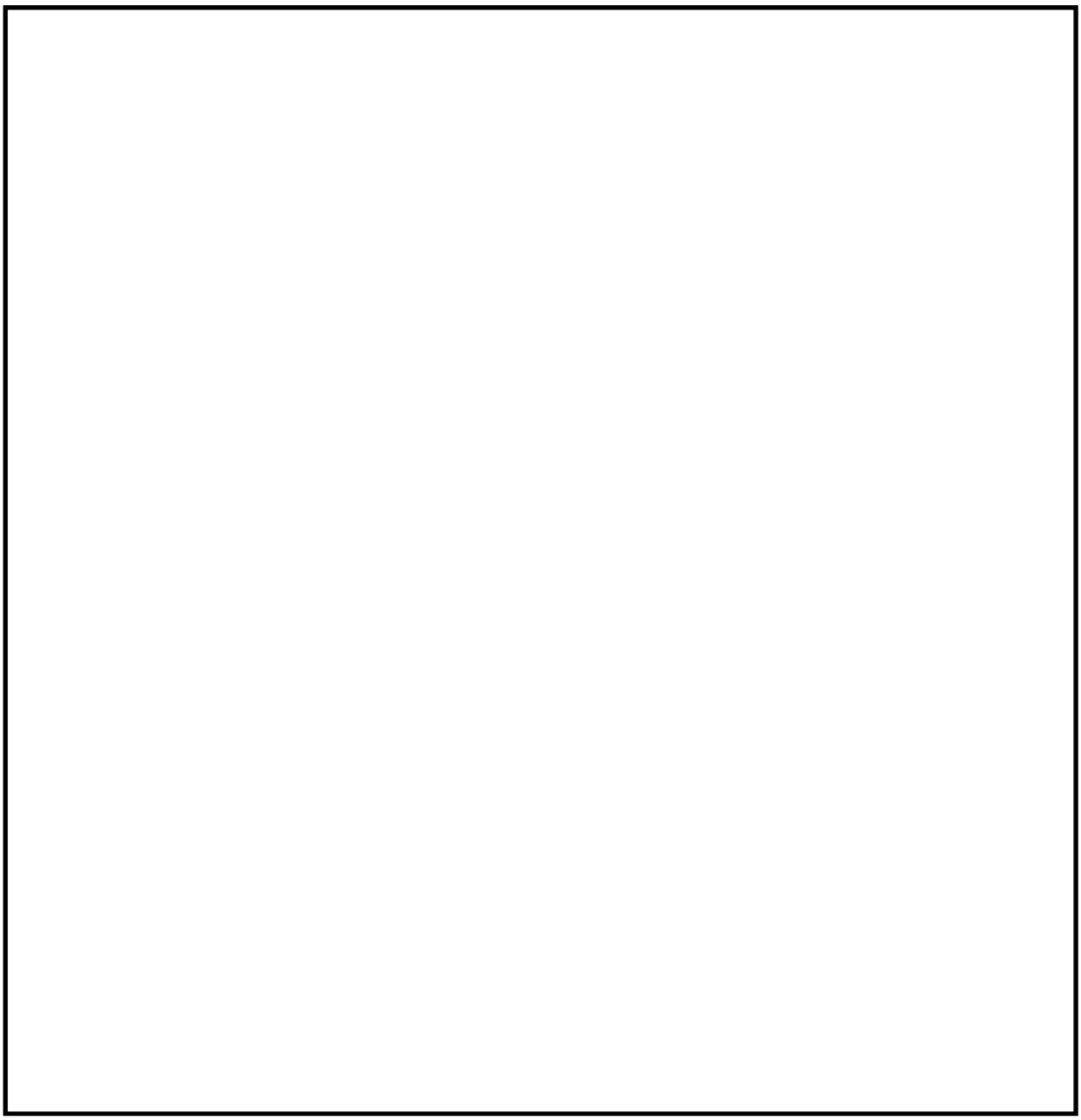


図１　原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

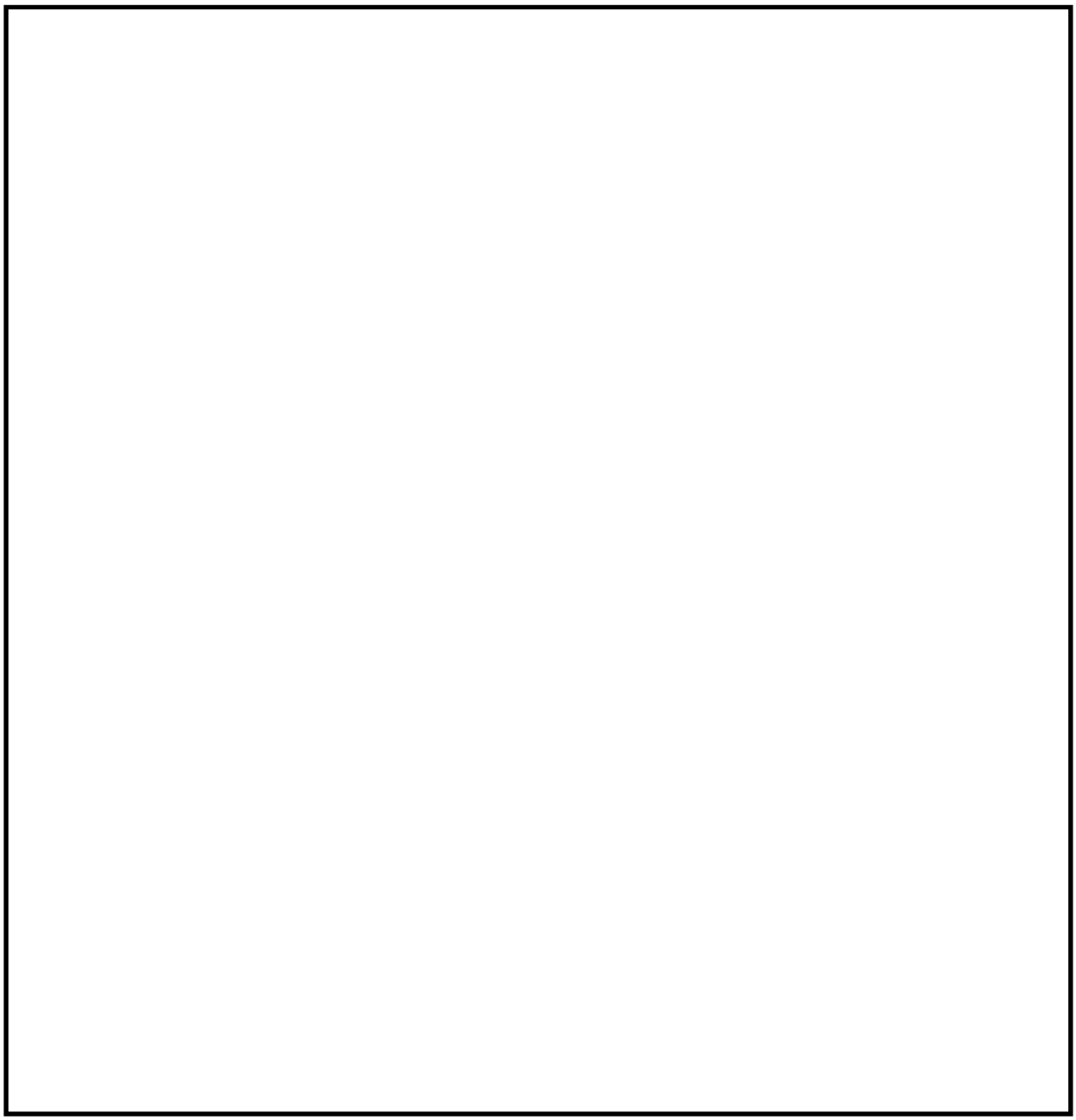


図２　原子炉建屋クレーンのインターロック（Ａモード）による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

東海第二発電所の使用済燃料プール周りは，異物混入防止管理区域に指定されており，運転中及び定検中において，使用済燃料プール周辺で作業を実施する際は異物混入防止エリアを設定し，持ち込み物品を制限することで使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

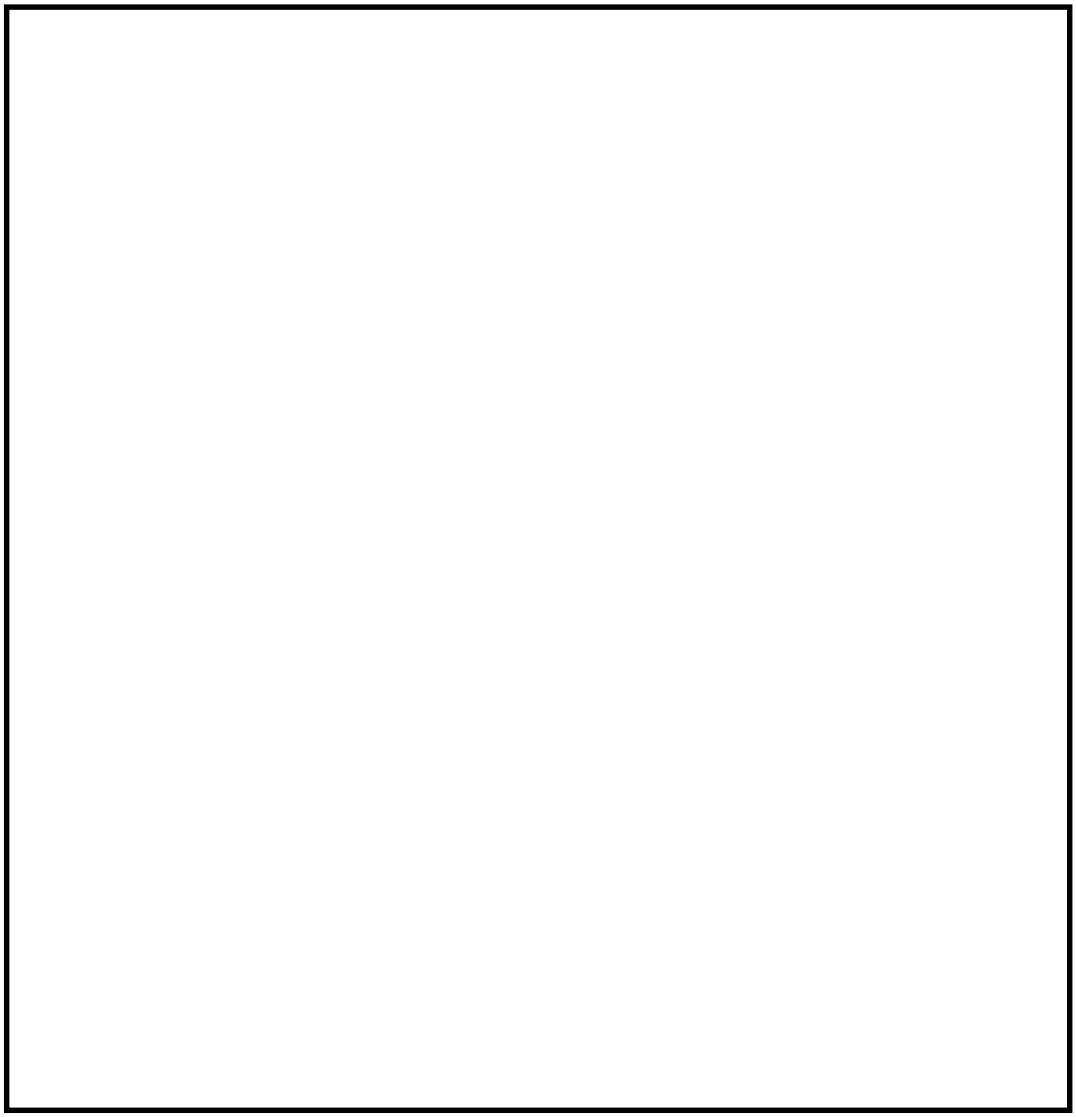


図 1　原子炉建屋 6 階異物混入防止管理区域

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため，ワイヤロープの固有周期帯より,最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し，各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により，各部の強度評価を行うこととする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 Ss

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3. 評価結果

燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価結果は，評価が終了した後，下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。(注 1)

表 1　取替機主ホイスト各部　裕度整理表

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※1		（注 1）	（注 1）※2
	グラップルヘッド	フック※1	（注 1）	（注 1）※2
		シャフト※1	（注 1）	（注 1）※2
	ブレーキ※1		（注 1）	（注 1）※2

※1 燃料取替機のワイヤロープ，フック，シャフトの構造については図 5.2.7 及び図 5.2.8 参照。ブレーキの構造については図 5.2.6 参照。

※2 本評価結果は，静的荷重によるものであり，地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮しないこととする。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ，フック，ブレーキ）の健全性評価について

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施することとする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 Ss

方向：水平，鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3. 評価結果

原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ，フック，ブレーキ）の健全性評価結果は，評価が終了した後，下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。（注 1）

表 2　原子炉建屋クレーン主巻各部　裕度確認整理表

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※1	（注 1）	（注 1）※2
	フック※1	（注 1）	（注 1）※2
	ブレーキ※1	（注 1）	（注 1）※2

※1 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ，フックについては第 5.2.10 図参照，ブレーキの構造については，図 5.2.9 参照。

※2 ブレーキについて，制動力を上回る負荷トルクが発生し，スリップすることが考えられるが，地震による加速度は交番加速度であり，スリップは一時的なものと考えられ，大きく落下することはない。なお，基準地震動 Ss 時における定格荷重でのすべり量は，評価にて算出する。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

○燃料取替機

燃料取替機は，走行，横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため，脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は，レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり，燃料取替機の浮上りにより走行，横行レールより脱線しない構造とする。

なお，各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため，ストッパが設置されているが，地震時等に走行，横行レール上を燃料取替機，トロリが滑り，仮に本ストッパが損傷したとしても，走行レールについては建屋壁面との離隔距離より，燃料取替機の全車輪がレールから脱線するおそれは無く，横行レールについては，ブリッジ上部にレールが敷設されており，トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから，使用済燃料プールに落下することはない。

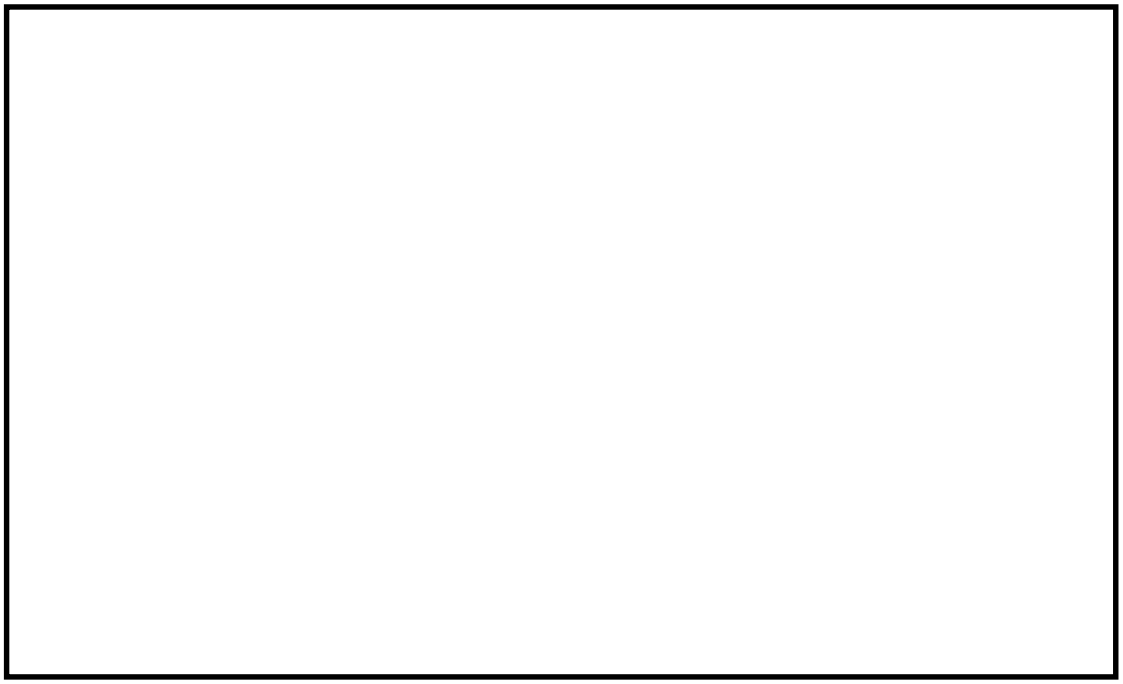


図 1　燃料取替機走行レールと壁面距離

○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは，走行，横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため，脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は，ランウェイガーダ当り面，横行レールに対し，浮上り代を設けた構造であり，クレーンの浮上りにより走行，横行レールより脱線しない構造とする。

なお，各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため，ストッパが設置されているが，地震時等に走行，横行レール上を原子炉建屋クレーン，トロリが滑り，仮に本ストッパが損傷したとしても，各レールと建屋壁面との離隔距離より，原子炉建屋クレーン，トロリがレールから脱線するおそれは無く，使用済燃料プールに落下することはない。

図 2　原子炉建屋クレーン走行，横行レールと壁面距離

過去トラブル事例に対する対応状況について

1. 女川原子力発電所 1 号炉及び福島第二原子力発電所 3 号炉 原子炉建屋天クレーン走行部損有事象について

1.1 事象概要

女川原子力発電所 1 号炉の原子炉建屋天井クレーンについて，平成 23 年 9 月 12 日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ，異音が確認された。その後の詳細点検において，走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照)。原因調査の結果，事象の原因は以下のとおりであった。

・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。

・損傷したつば部の破片が，軸受コロに挟まれ，その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い，軸受の損傷が拡大した。

また，本事象の再発防止対策として女川原子力発電所 1 号炉では，当該走行部を含む全ての走行部について，軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（図 2 参照)。

なお，東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3 号炉においても確認されている（図 3 参照)。

1.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

以下の観点から，本事象の東海第二発電所への水平展開は不要と判断している。

・本事象は，原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが，仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても，東海第二発電所の原子炉建屋クレーンがランウェイ上から落下することはないと考えられる。

・東海第二発電所の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については，月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり，異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。

なお，異常発見時，速やかに復旧作業を行うため，軸受については予備品を保有することとしている。

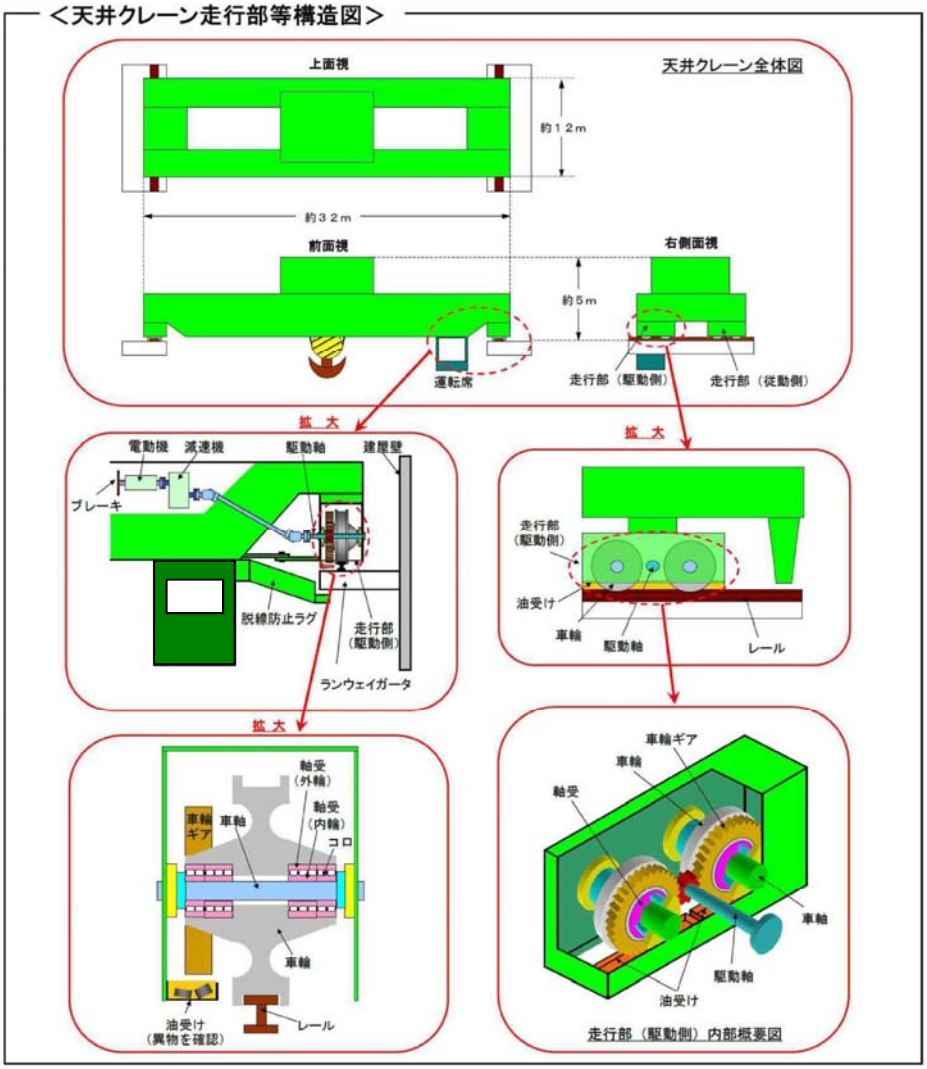


図１　女川原子力発電所１号炉　原子炉建屋クレーン走行部等構造図
（平成 25 年 11 月 21 日　東北電力プレス資料より抜粋）

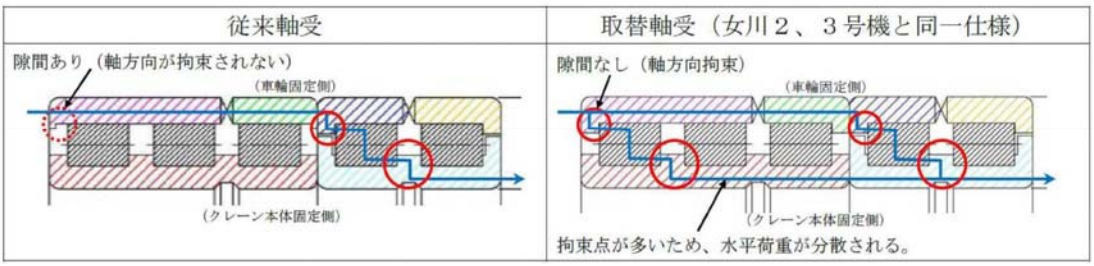


図２　女川原子力発電所１号炉　従来軸受と取替軸受の比較

（平成 25 年 11 月 21 日　東北電力プレス資料より抜粋）

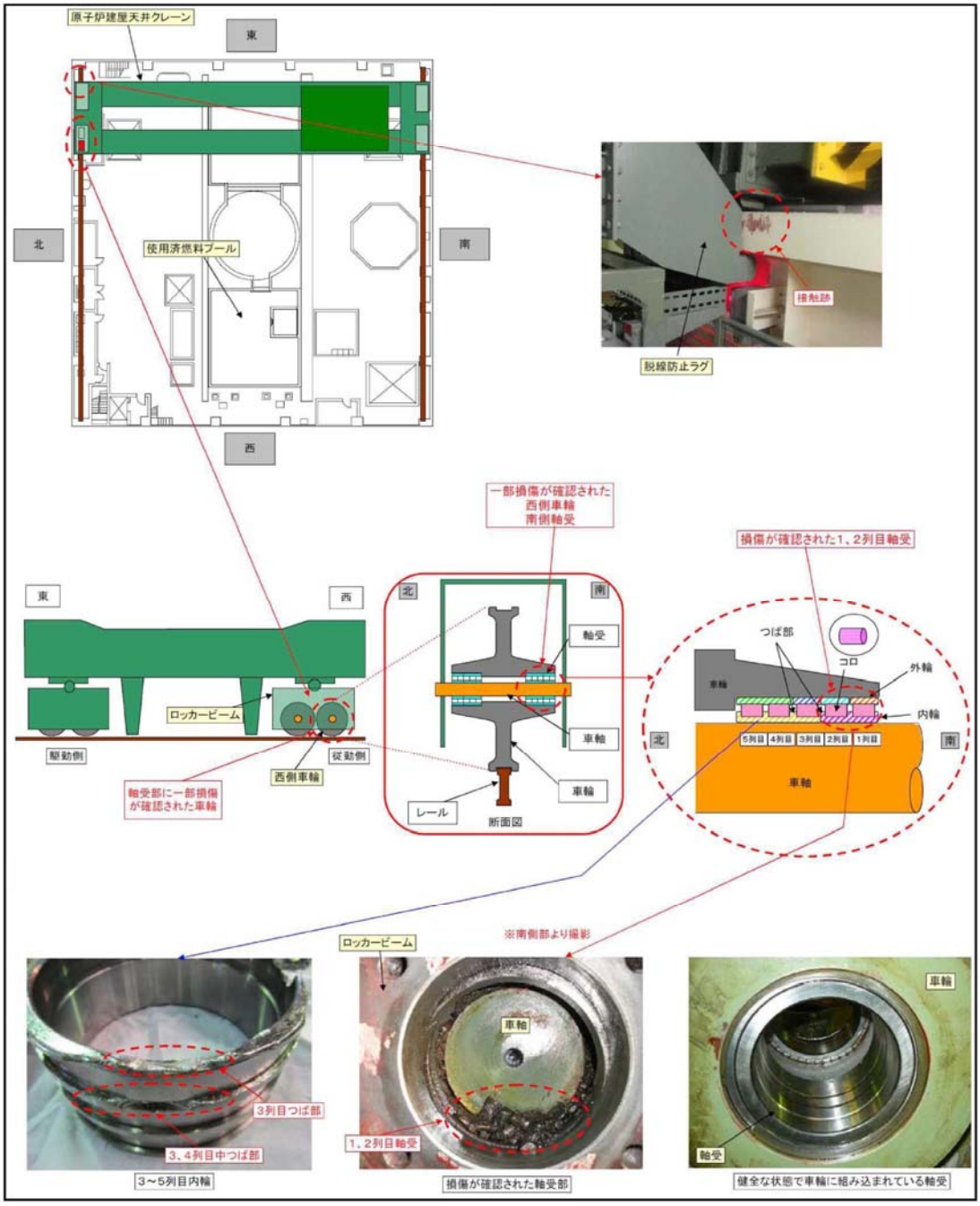


図３福島第二原子力発電所３号炉　原子炉建屋クレーンの損傷状況について

（平成 25 年 12 月 25 日　東京電力プレス資料より抜粋）

2.　柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉　原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2.1　事象概要

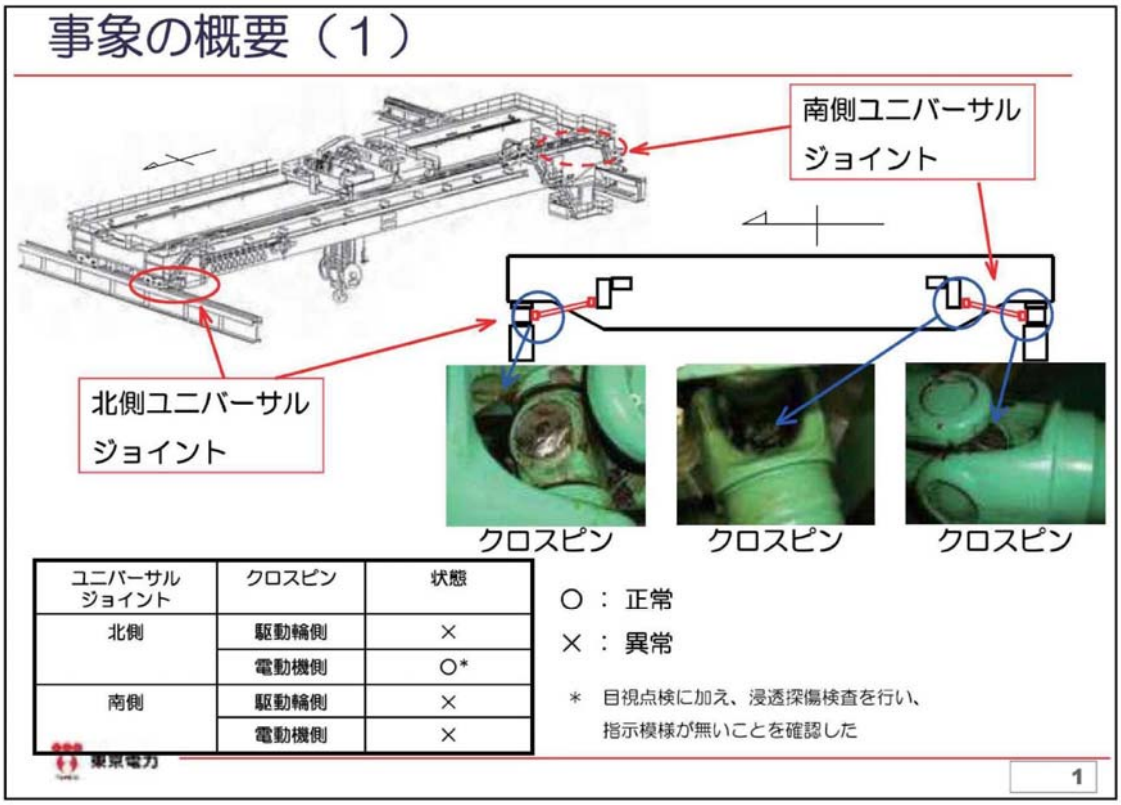
柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋クレーンについて，平成 19 年 7 月 24 日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ，走行伝動用継手（以下，ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照)。原因調査の結果，事象の原因は以下のとおりであった。

・地震発生時，原子炉建屋クレーンは停止している状態であり，走行車輪はブレーキ(電動機側に設置されている)が掛かっている状態であった。

・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し，走行車輪に回転しようとする力が作用したが,電動機側の回転を阻止する力(ブレーキ)の相反する作用により，走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し，破損に至った。

2.2　東海第二発電所への水平展開の必要性について

東海第二発電所は設備構造上の違いからユニバーサルジョイントを使用していないため，水平展開は不要と判断している。



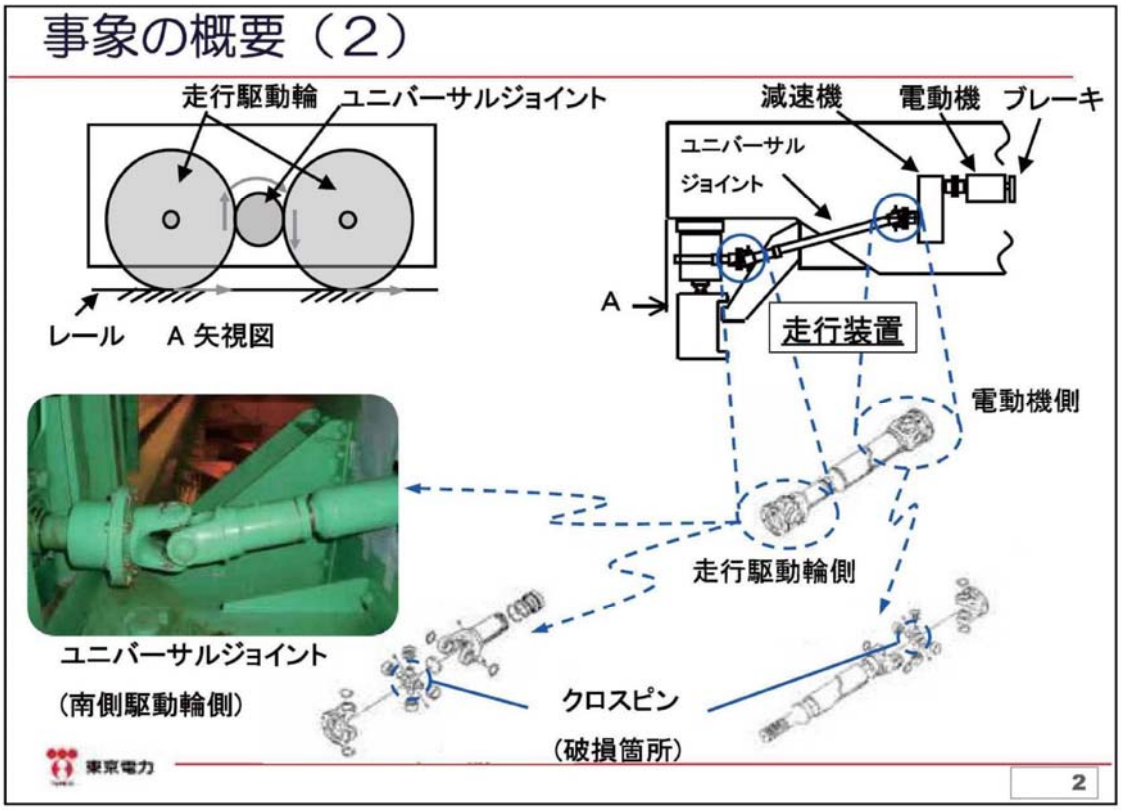


図 4 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉　原子炉建屋クレーンの損傷状況について

3.　その他トラブル事例に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず，社外で発生したトラブル事例については，海外情報を含め，WANO，原子力安全推進協会，BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。

入手した情報については，社内要領に従い，社内検討会にてスクリーニングを行い，対応が必要と判断された案件については，当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。トラブル情報の処理フローについて図 5 に示す。

処理方法の詳細については，以下のとおり。

① 発電管理室及び東海第二発電所は，入手したトラブル情報等について，水平展開要否の検討を行う。また，発電管理室は，検討が必要と判断した場合，東海第二発電所に検討を依頼する。
② 東海第二発電所は，関連室にて「同様・類似設備の有無」，「発生プラントで行われた各対策に対する水平展開の要否及びその理由」等について検討し，トラブル検討会にてその妥当性を審議する。
③ 発電管理室は，トラブル検討会の審議結果を情報検討会に付議し，東海第二発電所の審議結果の妥当性を確認する。
④ 東海第二発電所は，対策を実施する。
⑤ 発電管理室は，トラブル検討が完了したことを管理リストへ反映する。

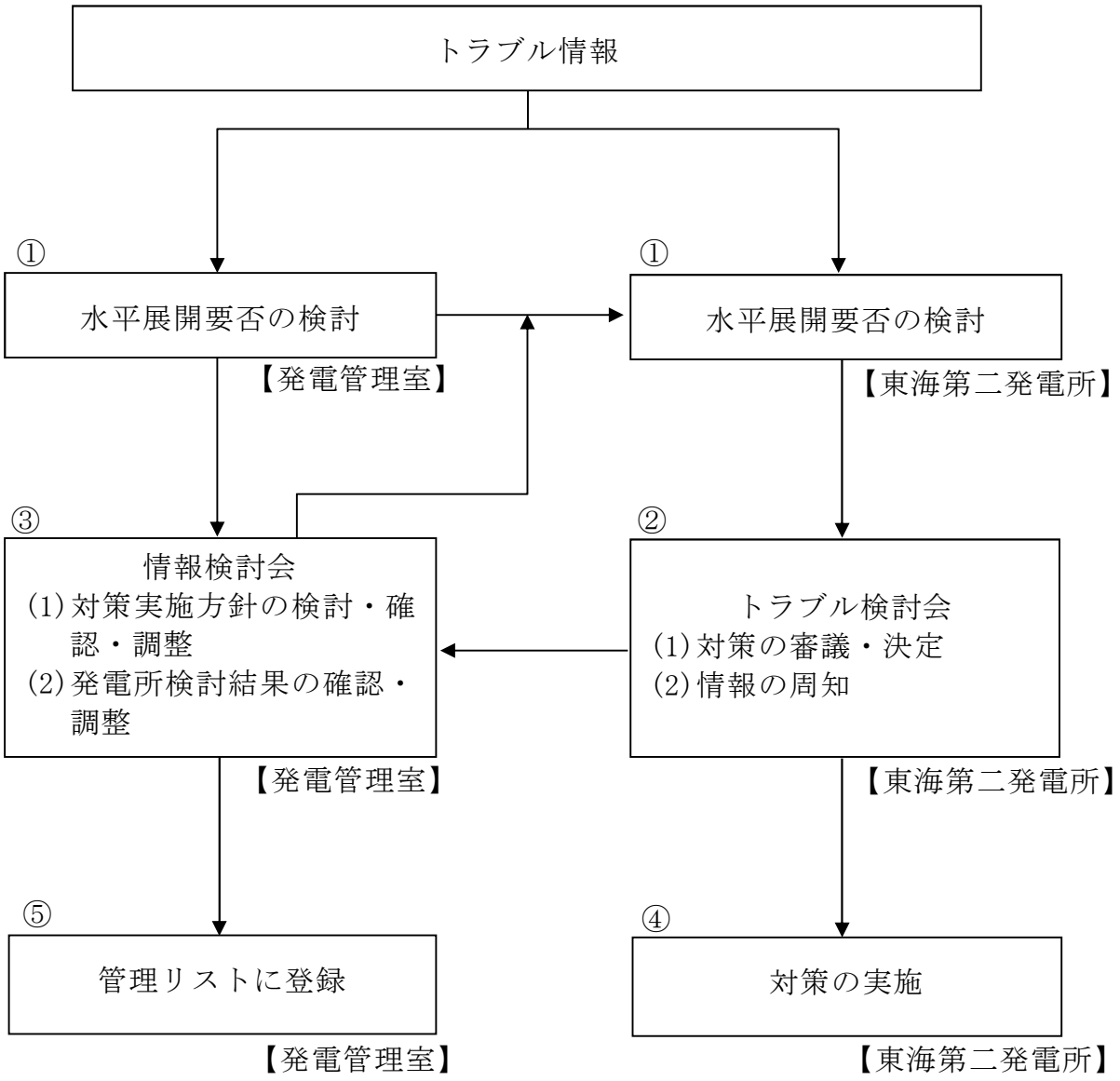


図 5　トラブル情報の処理フロー

新燃料の取り扱いにおける落下防止対策

新燃料は，原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱われ，原子炉建屋原子炉棟内に搬入後，検査を行い，所定の場所（新燃料貯蔵庫，又は使用済燃料プール）へ保管され，燃料装荷の際に炉心へと移送される。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図 1 に示す。

＜新燃料移送フロー＞

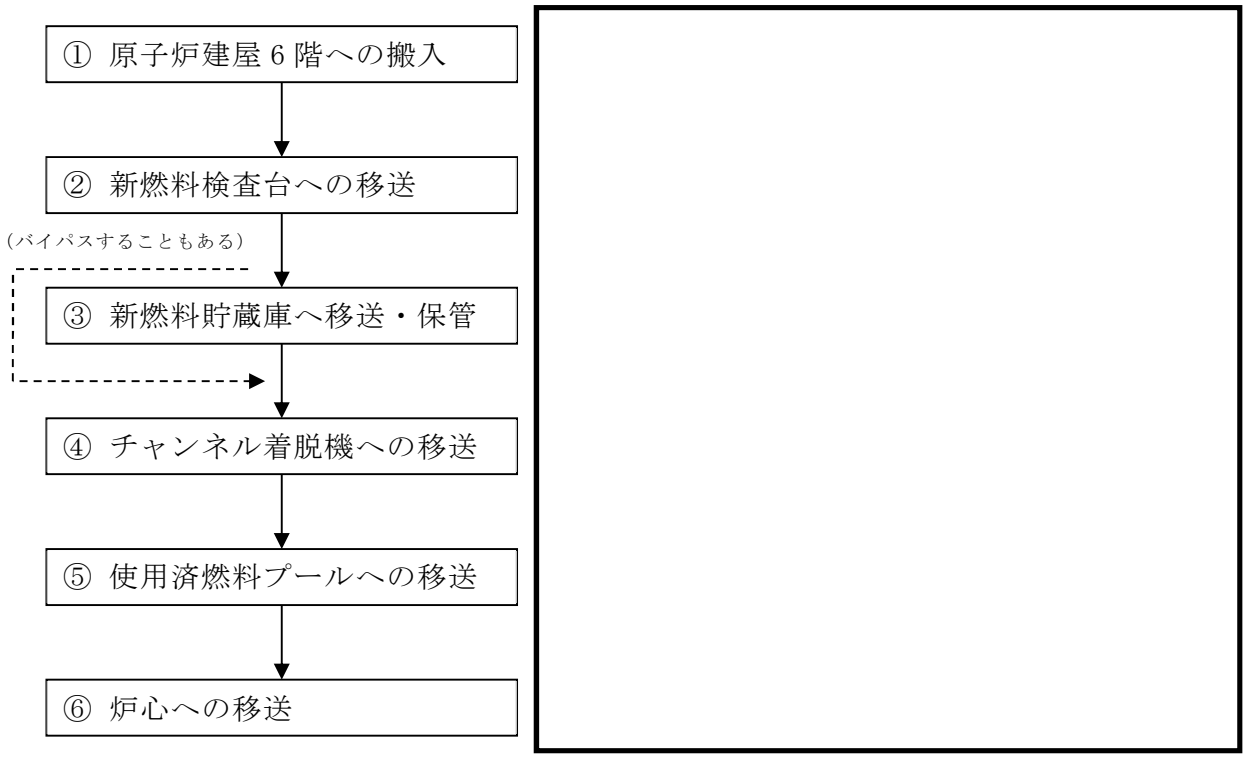


図 1　新燃料の取り扱いに係る経路（例）

図 1 に示すとおり，新燃料の取り扱いに係る移送時においては，可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止しているが，チャンネル着脱機※に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは，動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに，フックには外れ止め金具が装備されており，新燃料の落

下を防止する構造としており，速度制限，過巻防止用のリミットスイッチにより，誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には，燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが，燃料取替機についても，駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており，新燃料の落下は防止される。

※　チャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取り扱い作業は原子炉建屋クレーンを使用し，機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟 6 階床面へキャスクの移送を行い，キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。作業概要について図 1 に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は，キャスクが使用済燃料プール上を通過することがないよう，インターロックによる可動範囲制限を行うことで，使用済燃料プールへのキャスクの落下は防止される設計としている。

また，原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他，動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに，フックには外れ止め金具が装備されており，速度制限，過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから，キャスクの落下は防止される設計としている。

なお，キャスクピットでのキャスク取り扱い時に，仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行，走行，巻上下）の機能が喪失した場合，キャスクは横行，走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが，キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には，キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して，キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため，キャスクが横行，走行方向及び鉛直方向に滑った※1，2としても，使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

※1　キャスク取り扱い時は，インターロック運転により可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから，キャスクが横行，走行方向に滑ったとしてもキ

ャスクがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはないものと考える。

※2　鉛直方向ブレーキについて，制動力を上回る不可トルクが発生した場合のすべり量は，基準地震動 Ss 時の評価にて示すこととする。

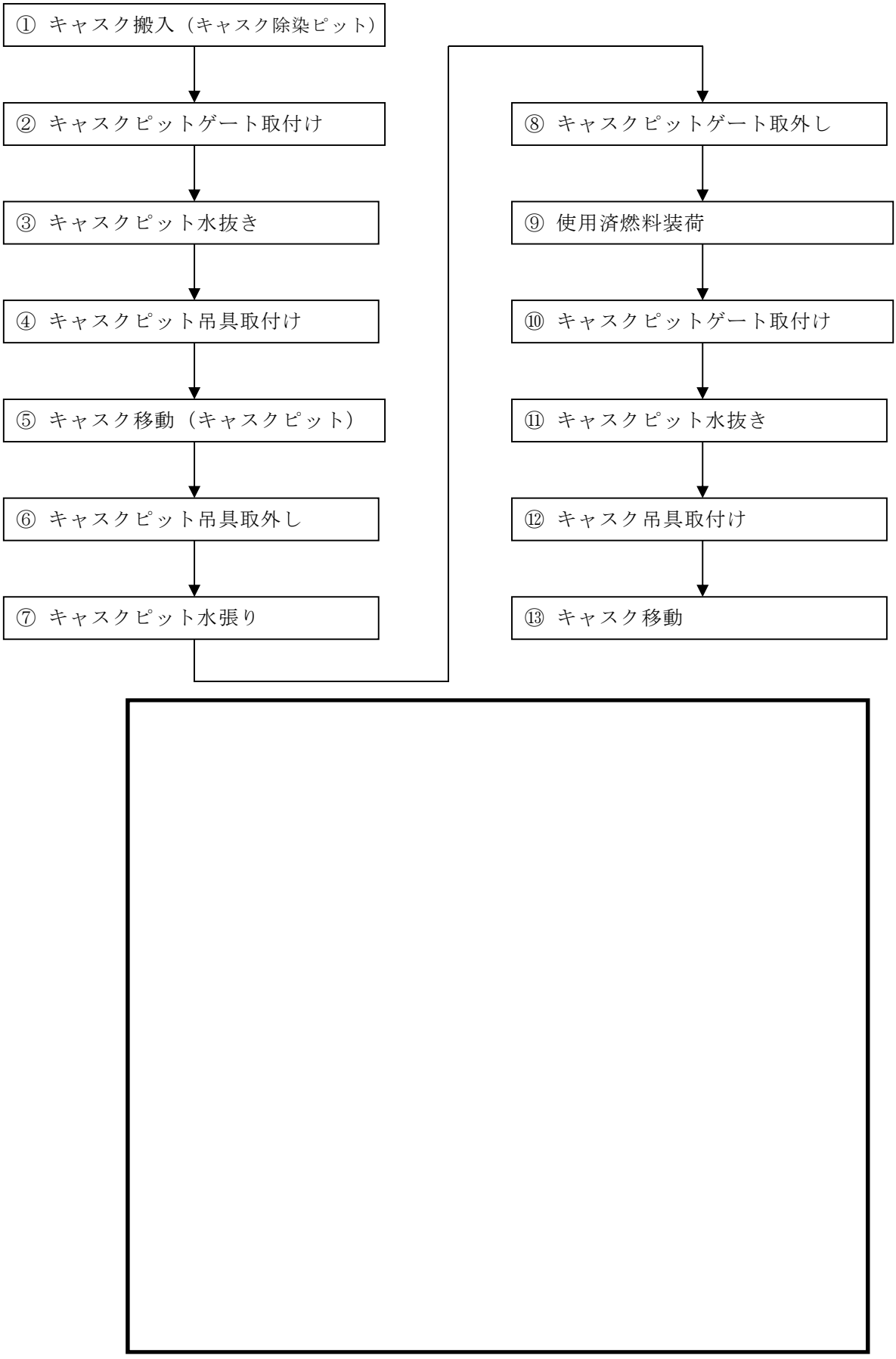
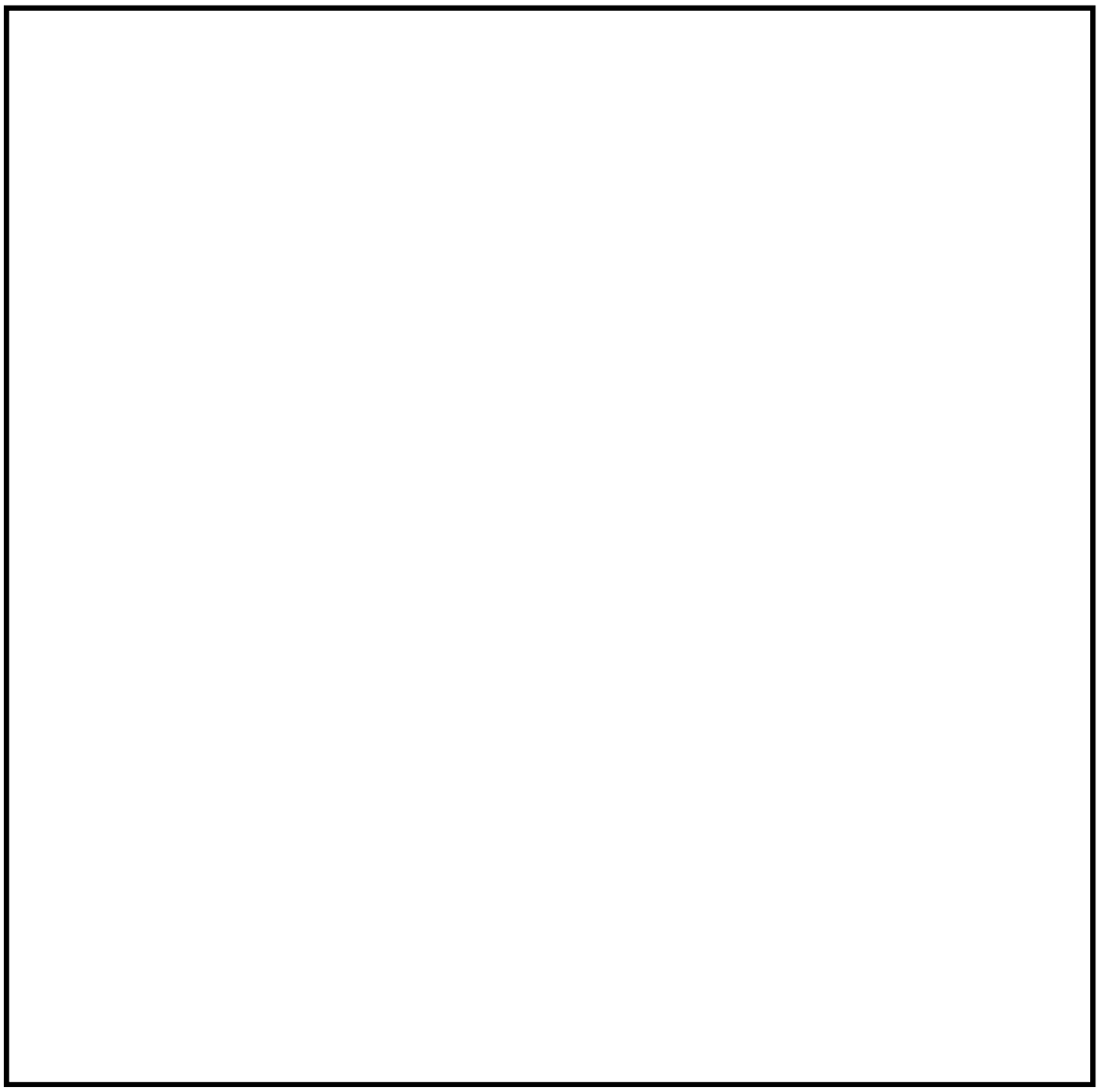


図１　キャスク取り扱い作業フロー



キャスクの種類

番号	名称	外形（mm）
1	キャスク（NFT-32B 型）	
2	ドライキャスク（A 社製）	
3	ドライキャスク（B 社製）	
4	ドライキャスク（C 社製）	

図 2　キャスクとキャスクピットゲートの位置関係

キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは，原子炉建屋クレーン（主巻）にキャスク吊具を取付けて移送する。キャスクを移送する場合，キャスクはキャスク吊具によりトラニオン 4 か所ので支持されている。また，キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピン（2 本）とクレーンフックで支持されている。

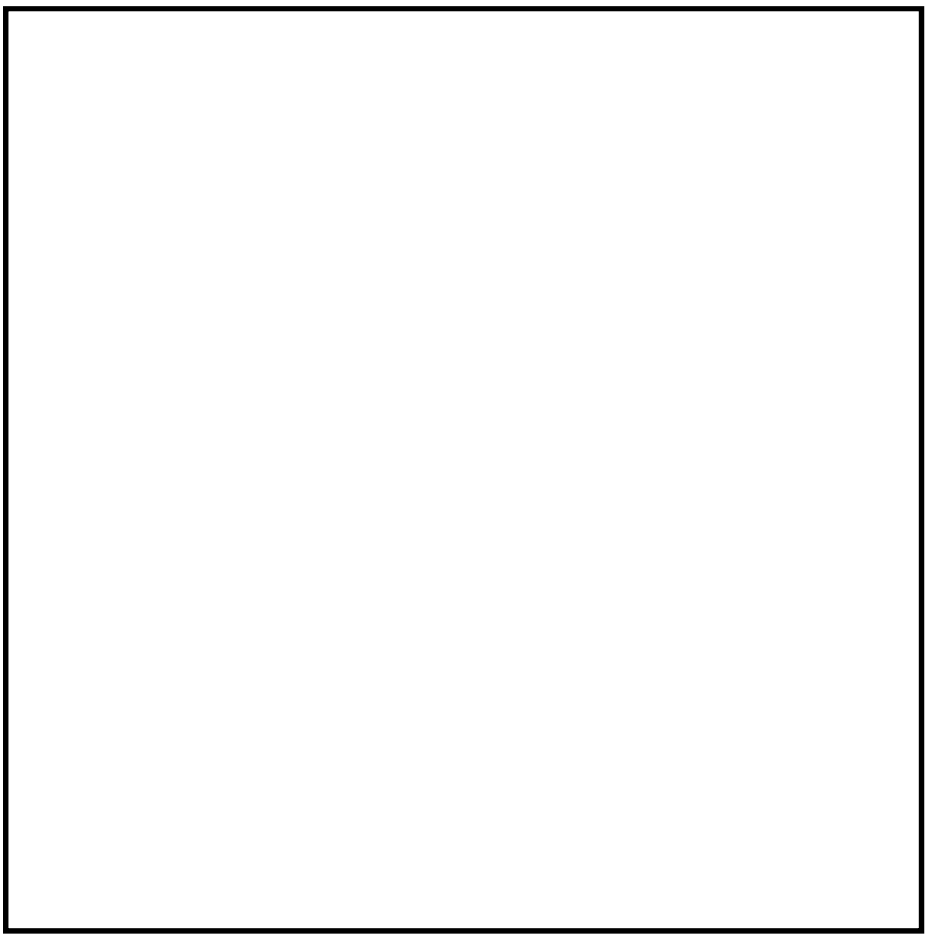


図 1　キャスク吊具の構造図

別添資料２

東海第二発電所

使用済燃料プール監視設備について

＜目　　次＞

1.　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1　概要

1.2　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

1.3　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

1.4　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

1.5　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

（別紙 1）各計測装置の記録及び保存について

（別紙 2）使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）について

（別紙 3）警報設定値について

1.　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1　概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において，「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」の設置が要求されている。

このため，使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する，設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について，以下のとおり基準適合性を確認した。

1.2　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」については，使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設置しており，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を設置する設計としている。また，使用済燃料プールの水位低下，上昇及び温度上昇並びに使用済燃料プール付近の放射線量の異常を検知し，中央制御室に警報を発信する機能を有している。（第 1.2－1 表参照）

さらに，外部電源が利用できない場合においても，「発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）」として，使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する，使用済燃料プ

ール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタについて，非常用所内電源系からの電源供給により監視継続が可能であるとともに，測定結果を表示，記録し，これを保存することとしている。

第 1.2－1 表　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（１／２）

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料プール水位	ディスプレーサ／フロート式	水位が通常水位 N.W.L（EL.46,195mm）近傍であること。	－	水位低：EL.46,053 mm（通常水位－142 mm） 水位高：EL.46,231 mm（通常水位＋36mm ）	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	2	C
使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	フロート式	使用済燃料プールライナー部からの漏えいを検知すること。	－	EL.29,415 mm（ドレン止め弁（EL.29,150 mm）＋265 mm）	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対	使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により 52℃以下に維持されており，使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため，プール水の最高許容温度 65℃を包含して測定できる範囲としている。また，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，使用済燃料プール温度が監視できる十分な測定範囲としている。	0～300℃	－	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
使用済燃料プール温度	熱電対		0～100℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	ガイドパルス式	使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測できること。	－4,300mm ～＋7,200mm （EL.35,077mm ～ EL.46,577 mm）	水位低：EL.46,000mm（通常水位－195mm）	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C（Ss）※
	測温抵抗体式	使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態が把握できること。	0～120℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C（Ss）※

※ 基準地震動Ｓｓによる地震力に対して，機能を維持する設計とする。

第 1.2－1 表　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）一覧（２／２）

名　称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の遮蔽基準Bの上限値（0.01mSv／h）を包含して測定できる範囲とする。	10^{-3} mSv／h ～10^{1}mSv／h	高　バックグラウンドの 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	半導体式	使用済燃料プール区域排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	10^{-3} mSv／h ～10^{1}mSv／h	高　バックグラウンドの 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	4	S
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	半導体式	原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測できる範囲としている。	10^{-4} mSv／h ～1mSv／h	高　バックグラウンドの 10 倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 3 階	4	S

(1)　使用済燃料プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位（EL.46,195 ㎜以下「N.W.L」）からの水位の異常な低下並びに上昇の監視を目的としている。

○構成概略：水位検出器（ディスプレーサ，フロート式）で検出された使用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，水位低及び水位高の検出信号を中央制御室に発信し，中央制御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2－1 図参照）

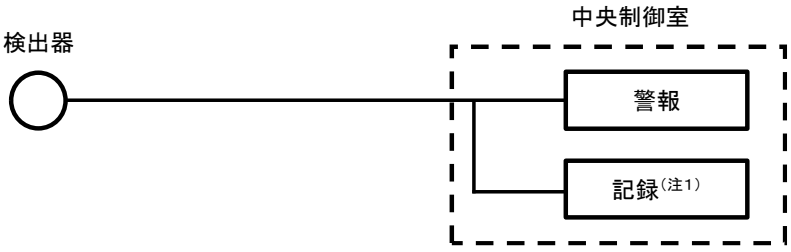
○警報設定：

水位高：EL.46,231mm（通常水位　＋36mm）

使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へプール水が溢れるのを事前に検知するために設定値を設けている。（第 1.2－2 図及び第 1.2－3 図参照）

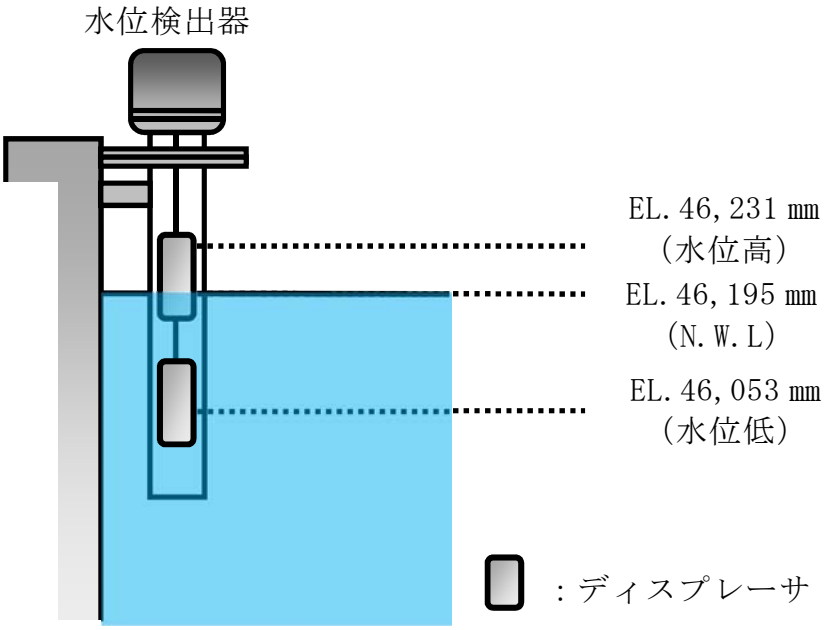
水位低：EL.46,053mm（通常水位　－142mm）

使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を早期に検知するため，設定値を設けている。（第 1.2－2 図及び第 1.2－3 図参照）

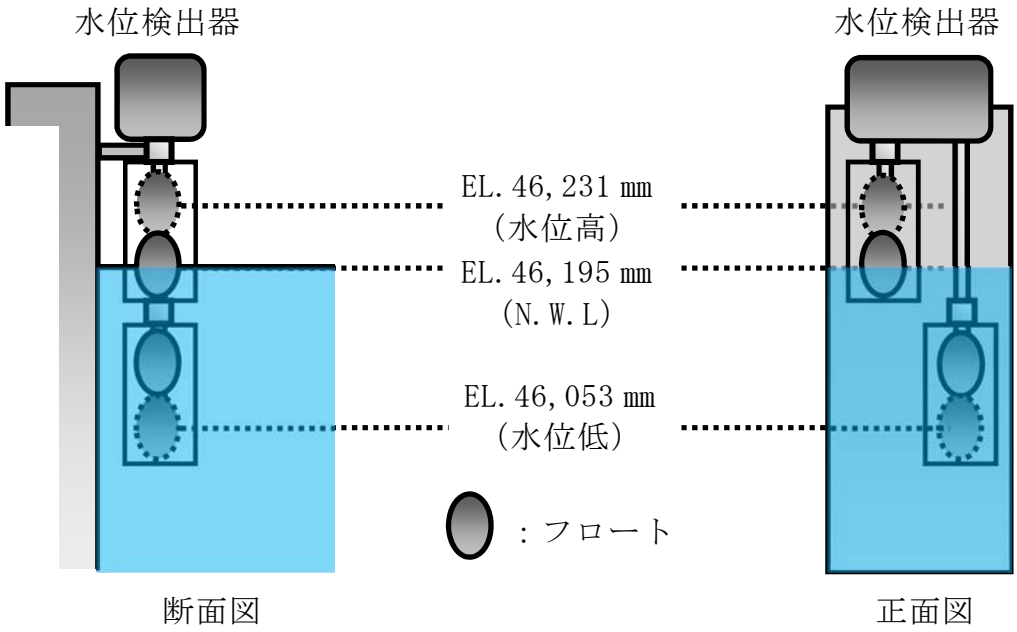


（注１）プロセス計算機

第 1.2－1 図　使用済燃料プール水位（ディスプレーサ，フロート式）の概略構成図



第 1.2－2 図　使用済燃料プール水位の警報設定値（ディスプレーサ式）



第 1.2－3 図　使用済燃料プール水位の警報設定値（フロート式）

（設備仕様）

個　　数　：　各 1

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値　：　水位高 EL. 46, 231mm（通常水位 ＋36mm）

水位低 EL. 46, 053mm（通常水位 －142mm）

警　　報　：「FUEL POOL LEVEL HI／LO」

(2)　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

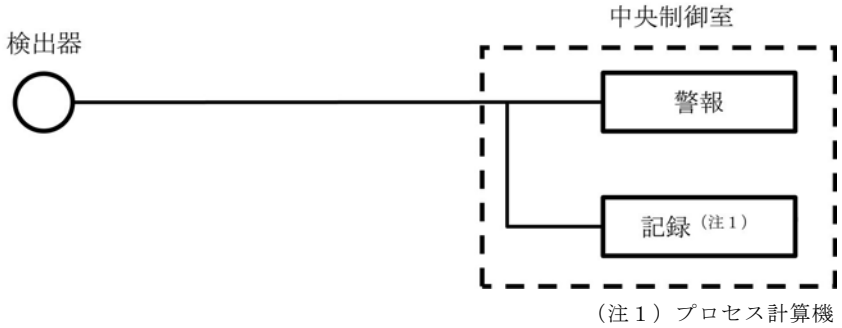
○計測目的：使用済燃料プールライナーからの漏えいの早期発見を目的としている。

使用済燃料プールライナーから漏えいがある場合，漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まる。この漏えいしたプール水を検出することで使用済燃料プールライナーからの漏えいを検知する。

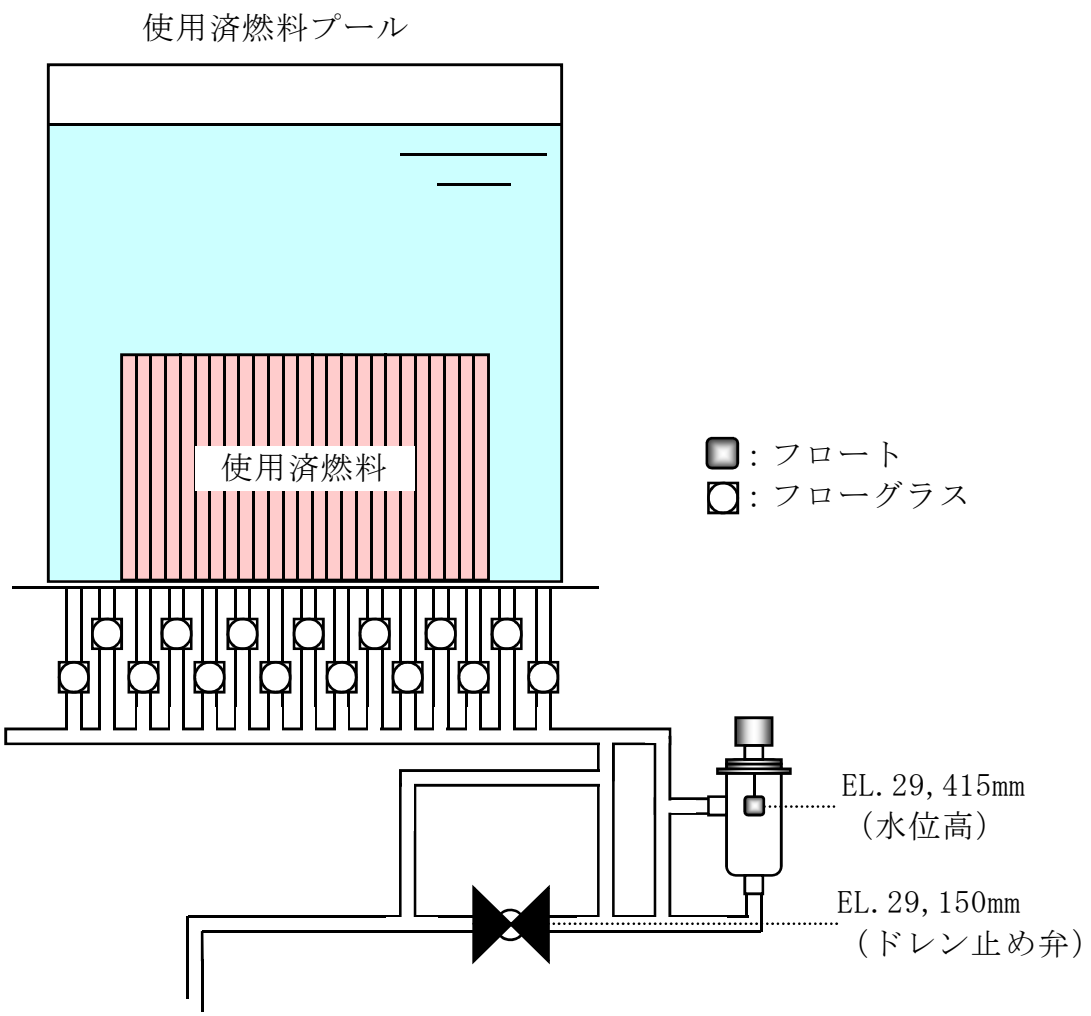
○構成概略：使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し，使用済燃料プールライナーからの漏えい量が，所定の警報設定値に達した場合，漏えい水検出信号を発し，中央制御室に警報が発せられるとともに，プロセス計算機に出力し記録する。（第1.2－4図参照）

○警報設定：EL.29,415mm（ドレン止め弁（EL.29,150mm）＋265mm）

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を早期に検出する。（第1.2－5図参照）



第1.2－4図　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の概略構成図



第 1.2－5 図　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

（設備仕様）

個　　数　：　1

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉棟4階

警報設定値　：　EL.29,415mm（ドレン止め弁（EL.29,150mm）＋265mm）

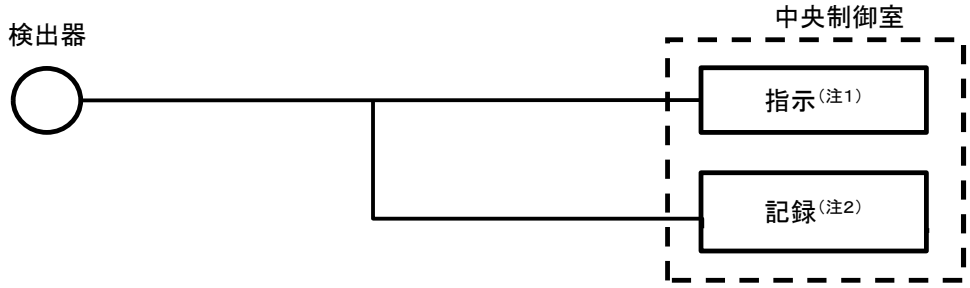
警　　報　：　「FUEL POOL LINER LEAKAGE」

(3)　燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の監視を目的としている。

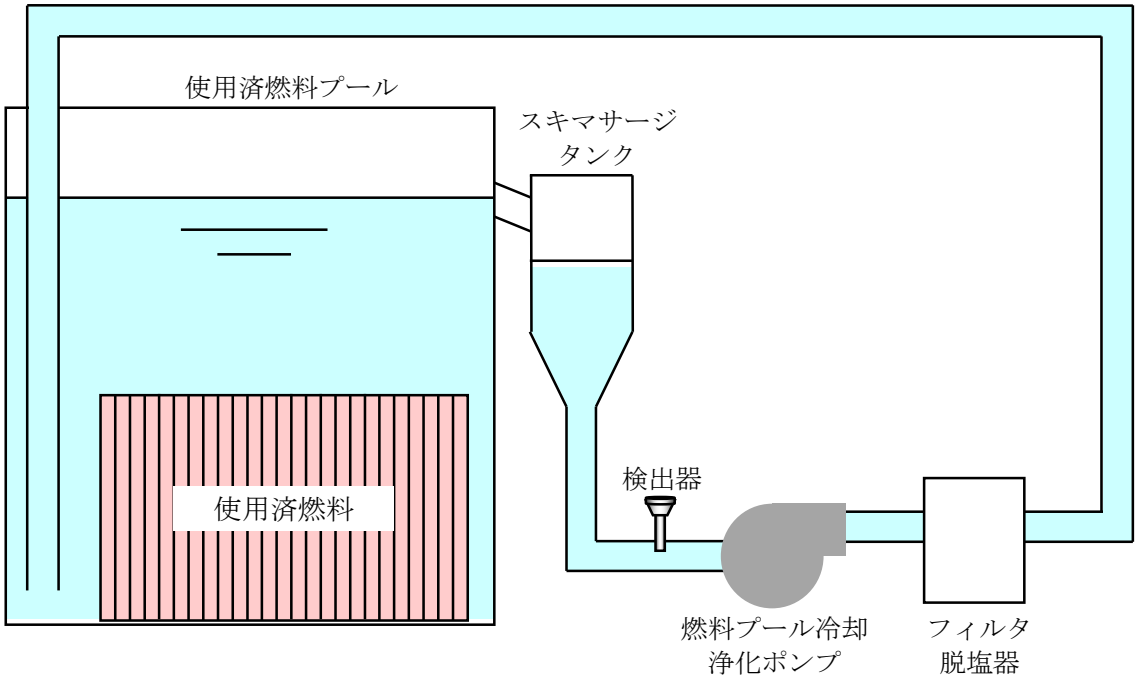
○構成概略：燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，熱電対にて温度を電気信号へ変換した後，中央制御室に指示及び記録される。（第 1.2－6 図参照）

○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，0～300℃の温度計測を可能としている。（第 1.2－7 図参照）



（注 1）プロセス計算機
（注 2）記録計

第 1.2－6 図　燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1.2－7 図　燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

（設備仕様）

測 定 範 囲　：　0～300℃

個　　数　：　1

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉棟 4 階

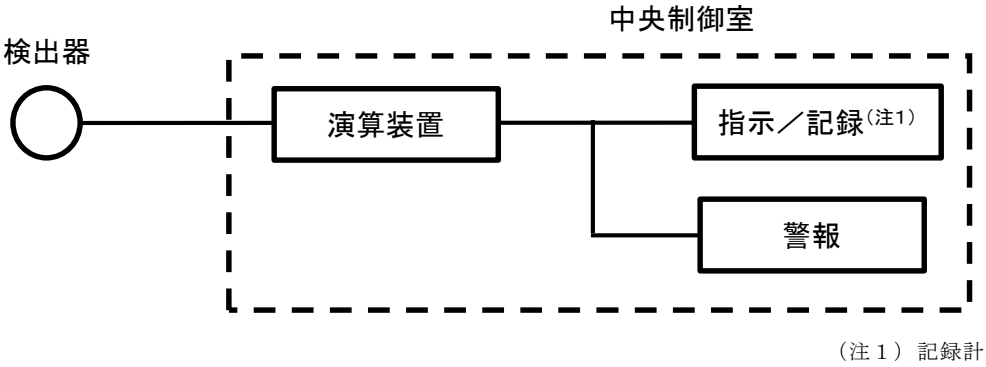
(4)　使用済燃料プール温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却水状態の把握を目的とする。

○構成概略：熱電対により検出された水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2－8 図参照）

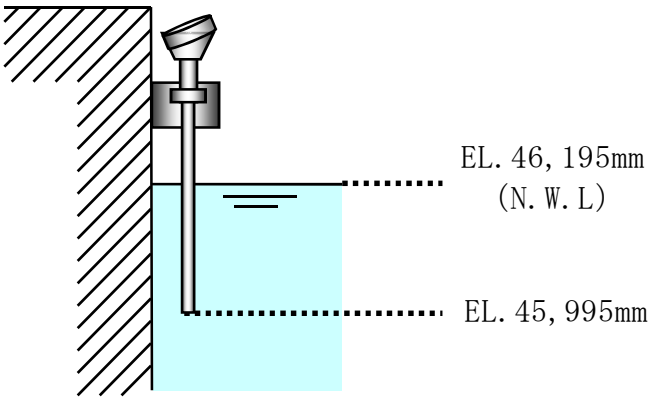
○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，0～100℃の温度計測を可能としている。（第 1.2－9 参照）

○警報設定：使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃としている。



（注１）記録計

第 1.2－8 図　使用済燃料プール温度の概略構成図



第 1.2－9 図　使用済燃料プール温度の設置図

（設備仕様）

測 定 範 囲　：　0～100℃

個　　数　：　1

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値　：　50℃

警　　報　：　「FUEL POOL TEMP HIGH」

(5)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

○計測目的（水位）：使用済燃料プール水位の異常な低下の監視を目的とし新たに設置する。

○計測目的（温度）：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態の把握を目的とし新たに設置する。

○構成概略（水位）：パルス信号を発信し，プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し，水位信号に変換する処理を行った後，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2－10 図参照）

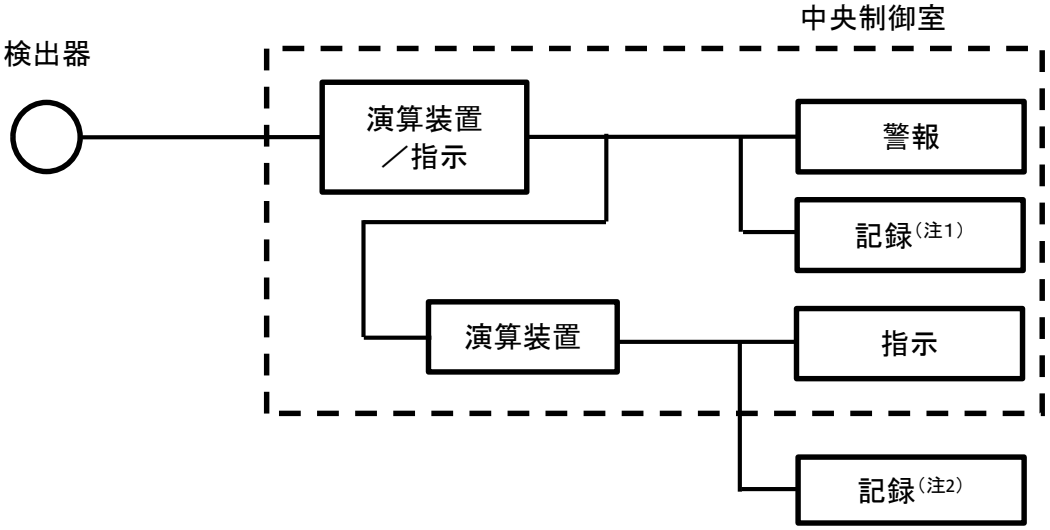
○構成概略（温度）：測温抵抗体により検出された温度は，演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。（第 1.2－10 図参照）

○計測範囲（水位）：使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測を可能とする。（第 1.2－11 図参照）
なお，基準地震動S_sによるスロッシングを考慮した溢水時（通常水位から約－0.70m 低下）においても水位計測を可能とする。

○計測範囲（温度）：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，
0～120℃の温度計測を可能とする。
（第 1.2－11 図参照）

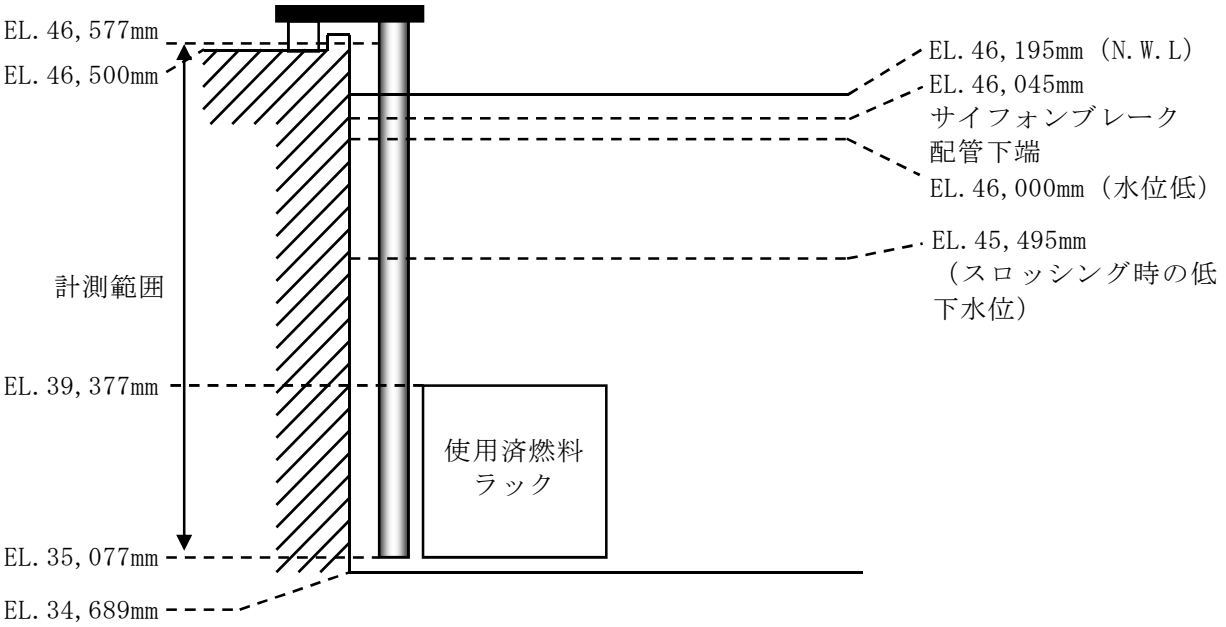
○警報設定（水位）：水位低　EL.46,000mm（通常水位　－195mm）
使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止後，更に異常な水位低下が発生した場合に，これを早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

○警報設定（温度）：温度高　50℃
使用済燃料プール水温度（ＳＡ広域）は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃とする。

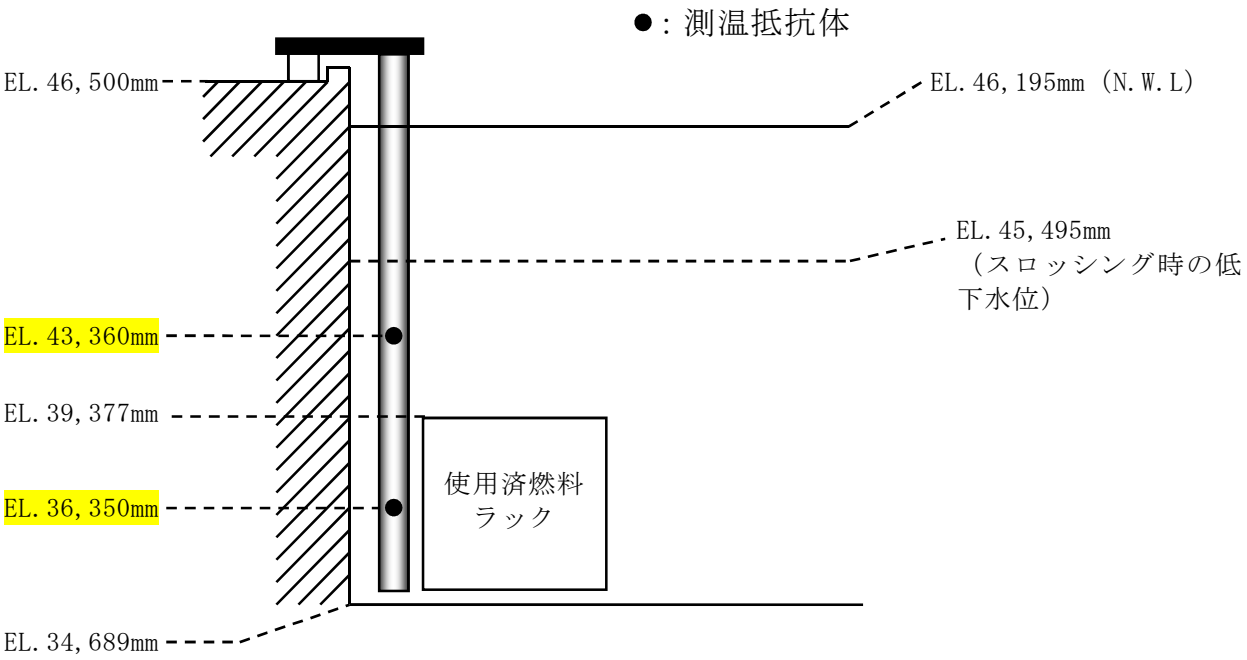


（注 1）プロセス計算機
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 1.2－10 図　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図



使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）のうち，水位検出図



使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）のうち，温度検出図

図1.2－11　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の設置図

（設備仕様）

計 測 範 囲 ： 【水位】－4,300mm～＋7,200mm※1
(EL.35,077mm～EL.46,577mm)
※1　基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）

【温度】0～120℃

個　　数 ： 1

設 置 場 所 ： 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 ： 水位低　EL.46,000mm（通常水位 －195mm）

温度高　50℃

個 別 警 報 ： 水位低「FUEL POOL LEVEL HI／LO」

温度高「FUEL POOL TEMP HIGH」

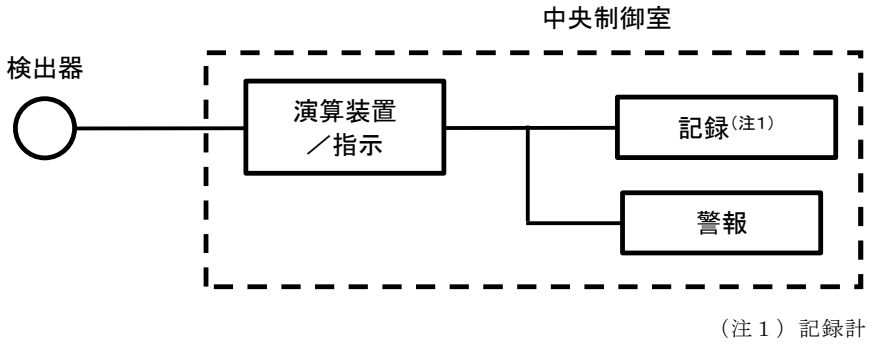
(6)　燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

○計測目的：作業従事者に対する放射線防護の観点から，使用済燃料プールエリアにおける線量当量率を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2－12 図参照）

○計測範囲：燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは，燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値（0.01mSv／h）を包含して測定できる範囲とし，10^{-3}mSv／h～10^{1}mSv／h の線量当量率を計測可能としている。

○警報設定：通常時の異常な放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



第 1.2－12 図　燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

（設備仕様）

計 測 範 囲　：　10^{-3}mSv／h～10^{1}mSv／h

個　　数　：　1

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉棟６階

警報設定値　：　高　バックグラウンドの 10 倍以下

警　　報　：　「REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH」

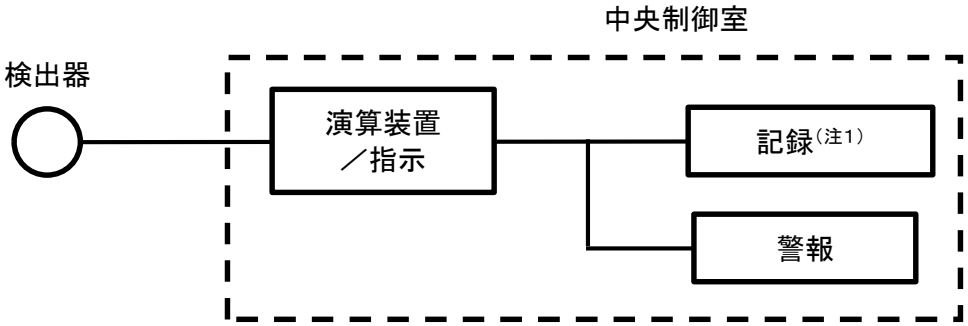
(7)　原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

○計測目的：使用済燃料プールエリアでの燃料取扱事故を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。
（第 1.2－13 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，異常な放射線上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



（注１）記録計

第 1.2－13 図　原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタの概略構成図

（設備仕様）

計 測 範 囲 ： 10^{-3}mSv／h～10^{1}mSv／h

個　　数 ： 4

設 置 場 所 ： 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 ： 高　バックグラウンドの10倍以下

警　　報 ： 「R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH」

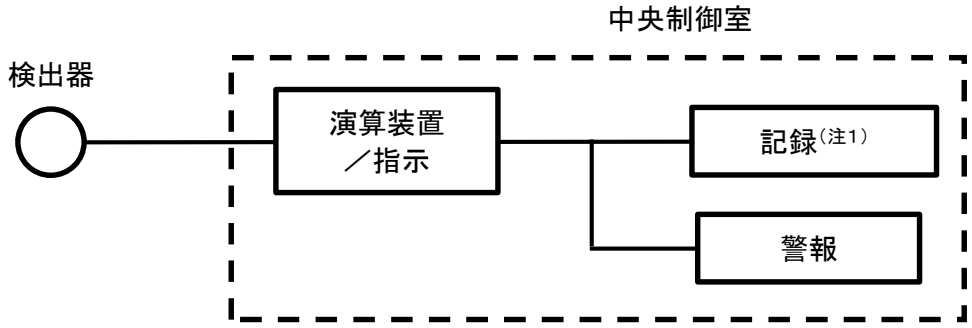
(8)　原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

○計測目的：原子炉建屋原子炉棟内の異常な放射能上昇を検出し，原子炉建屋通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。（第 1.2－14 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



（注１）記録計

第 1.2－14 図　原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの概略構成図

（設備仕様）

計 測 範 囲　：　10^{-4}mSv／h～1mSv／h

個　　数　：　4

設 置 場 所　：　原子炉建屋原子炉棟 3 階

警報設定値　：　高　バックグラウンドの 10 倍以下

警　　報　：　「R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH」

1.3　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

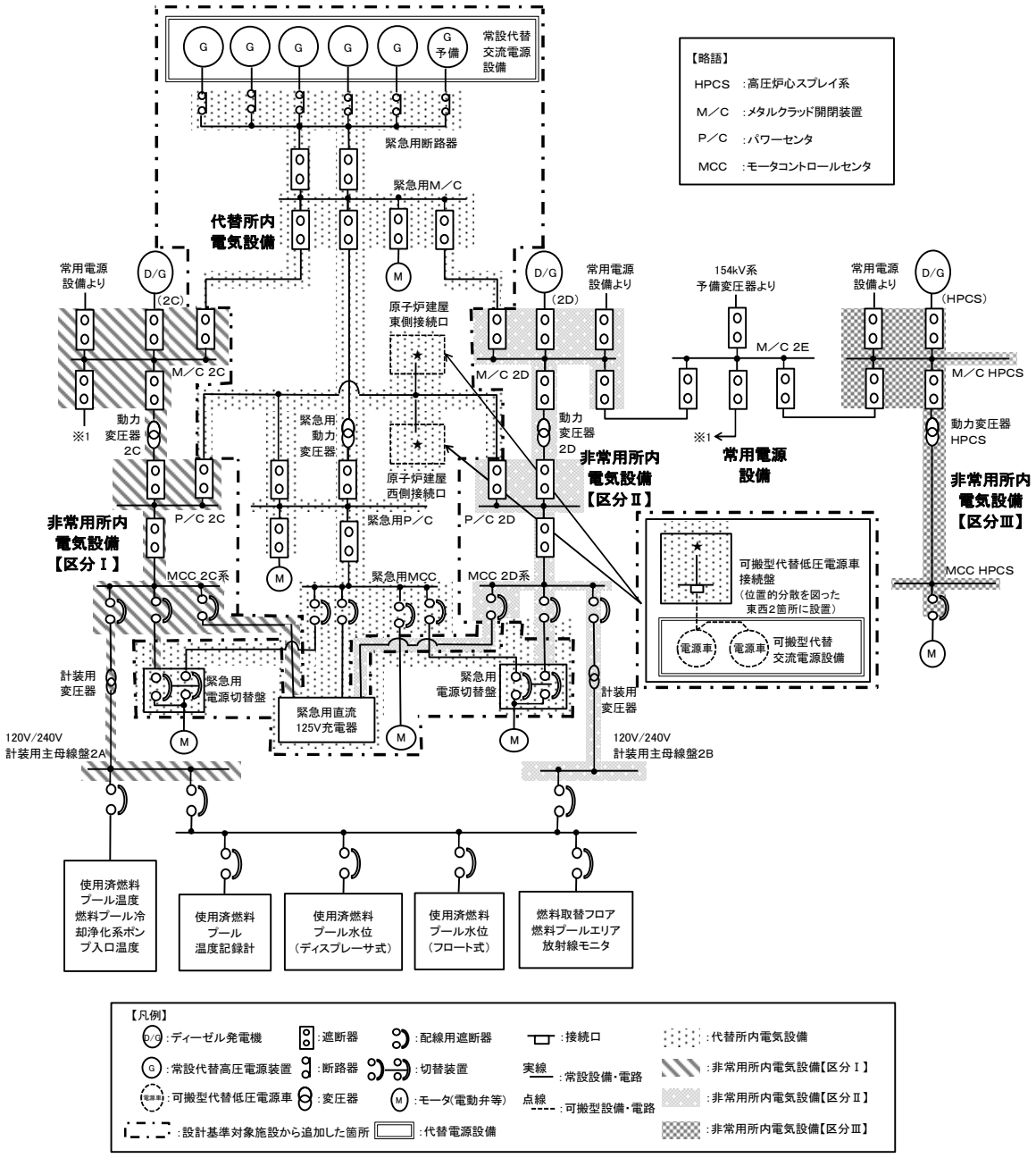
「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第三十四条において使用済燃料プールの温度，水位及び燃料取扱場所の放射線量について，「表示，記録，保存」が追加要求されており，「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告　第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。（第 1.3－1 表参照）

第 1.3－1 表　使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

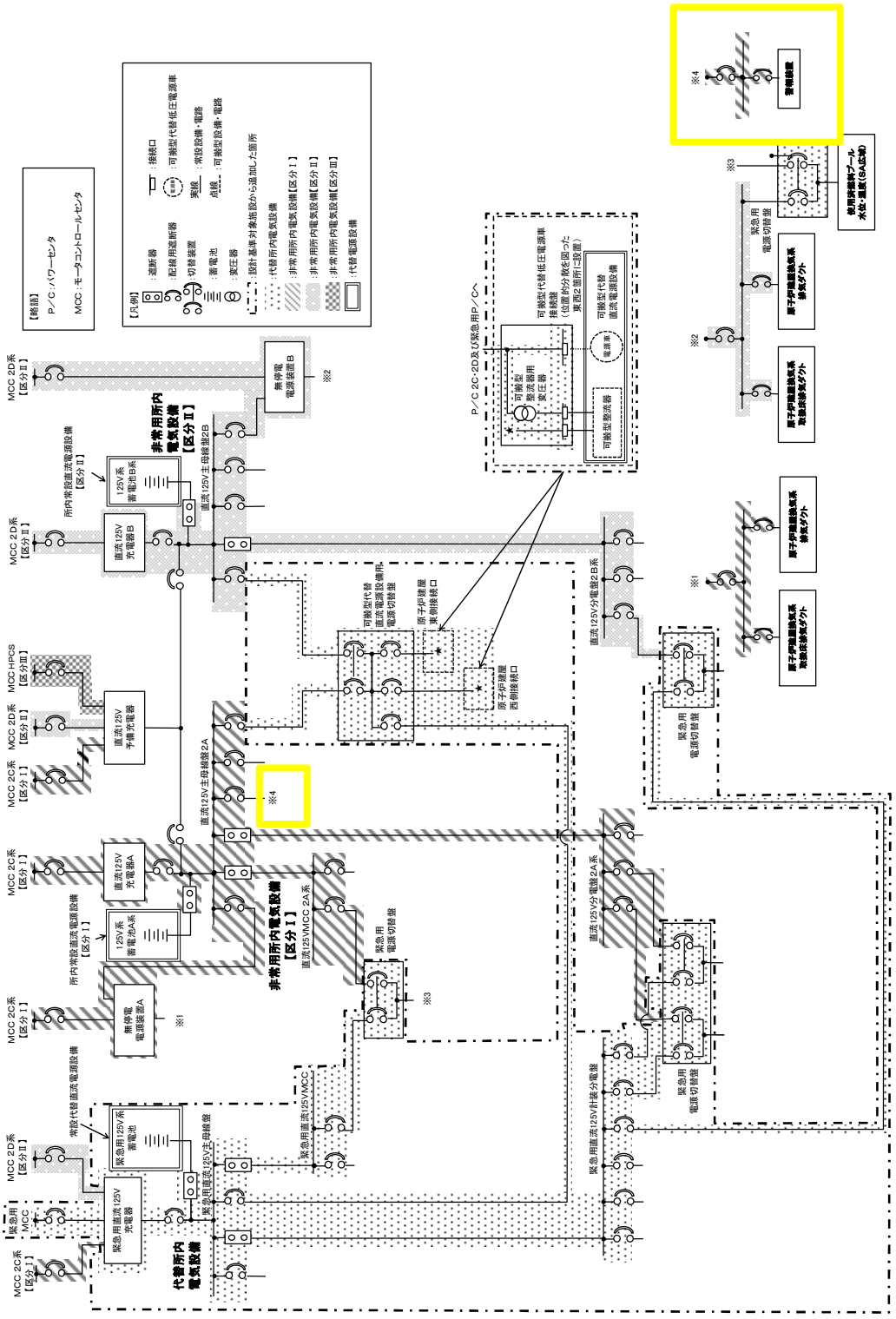
要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二　管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	記録紙	5 年
十四　使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラーム タイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5 年

1.4　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位，温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は，非常用所内電源系からの電源供給により，外部電源が喪失した場合においても計測が可能な設計としている。（設置許可基準規則第十六条　第3項）（第1.4－1図，第1.4－2図参照）



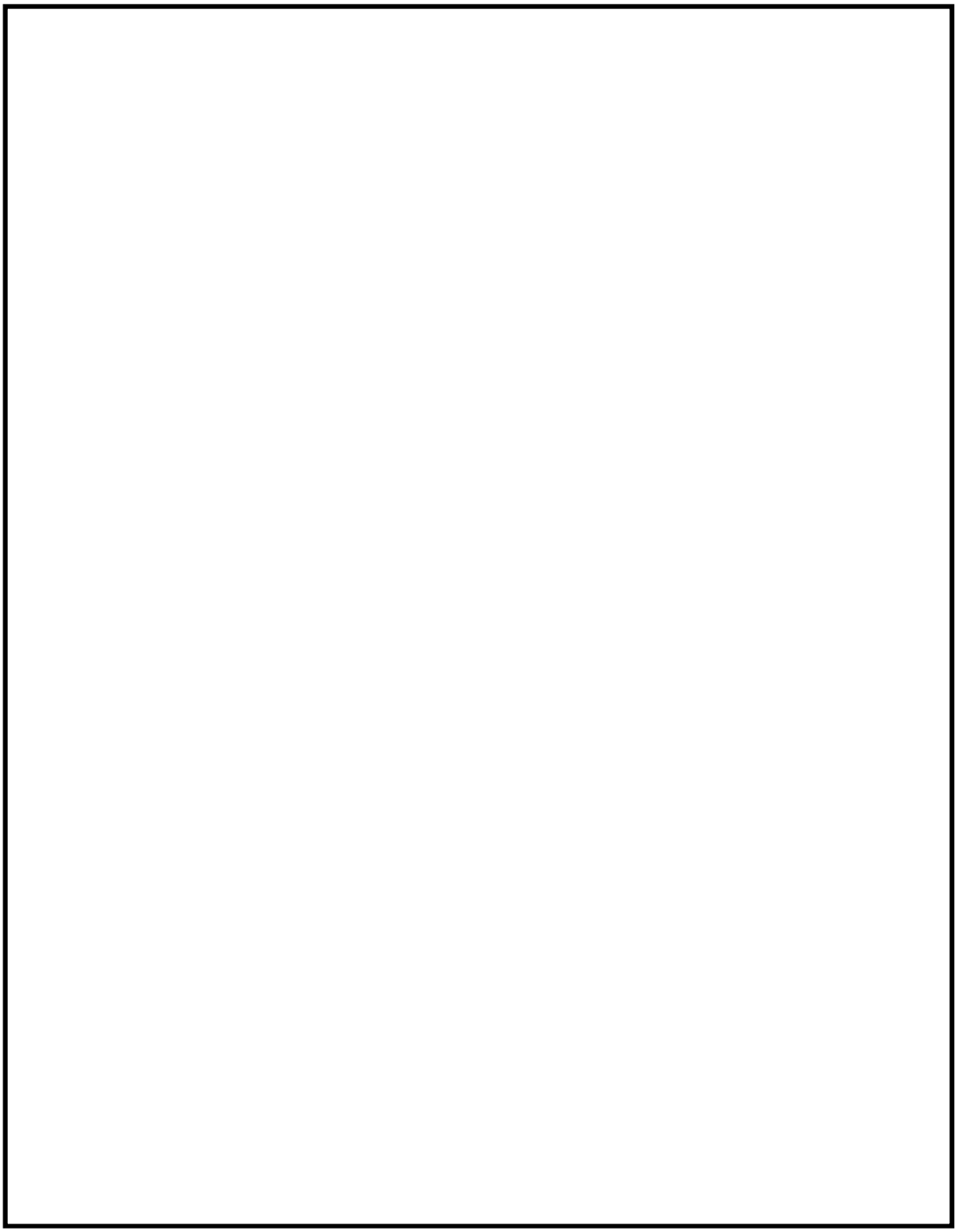
第 1.4－1 図　計測装置の電源構成概略図（交流）



第 1.4－2 図　計測装置の電源構成概略図（直流）

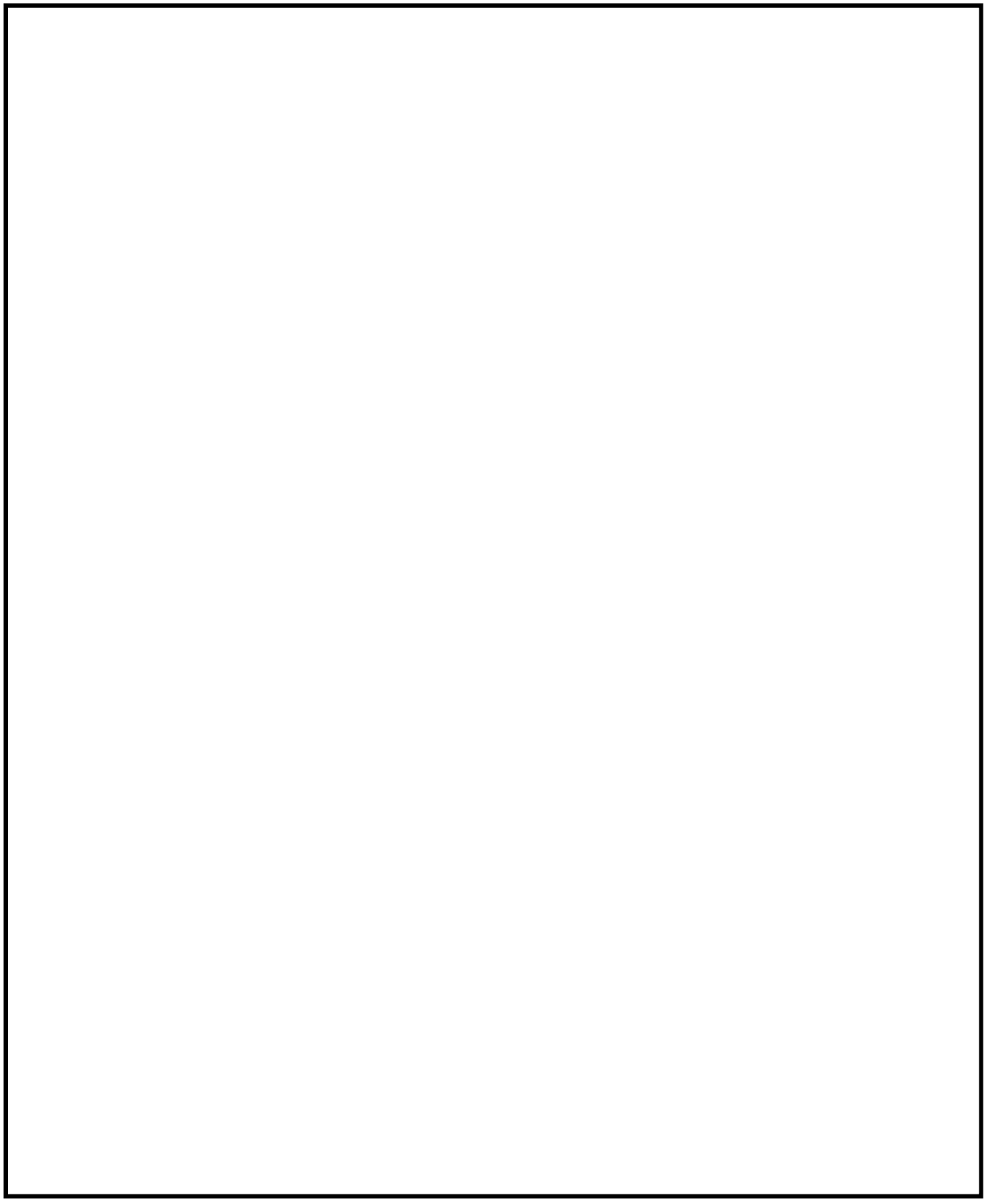
1.5　使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

使用済燃料プール監視設備の設置場所を第1.5－1図～第1.5－3図に示す。



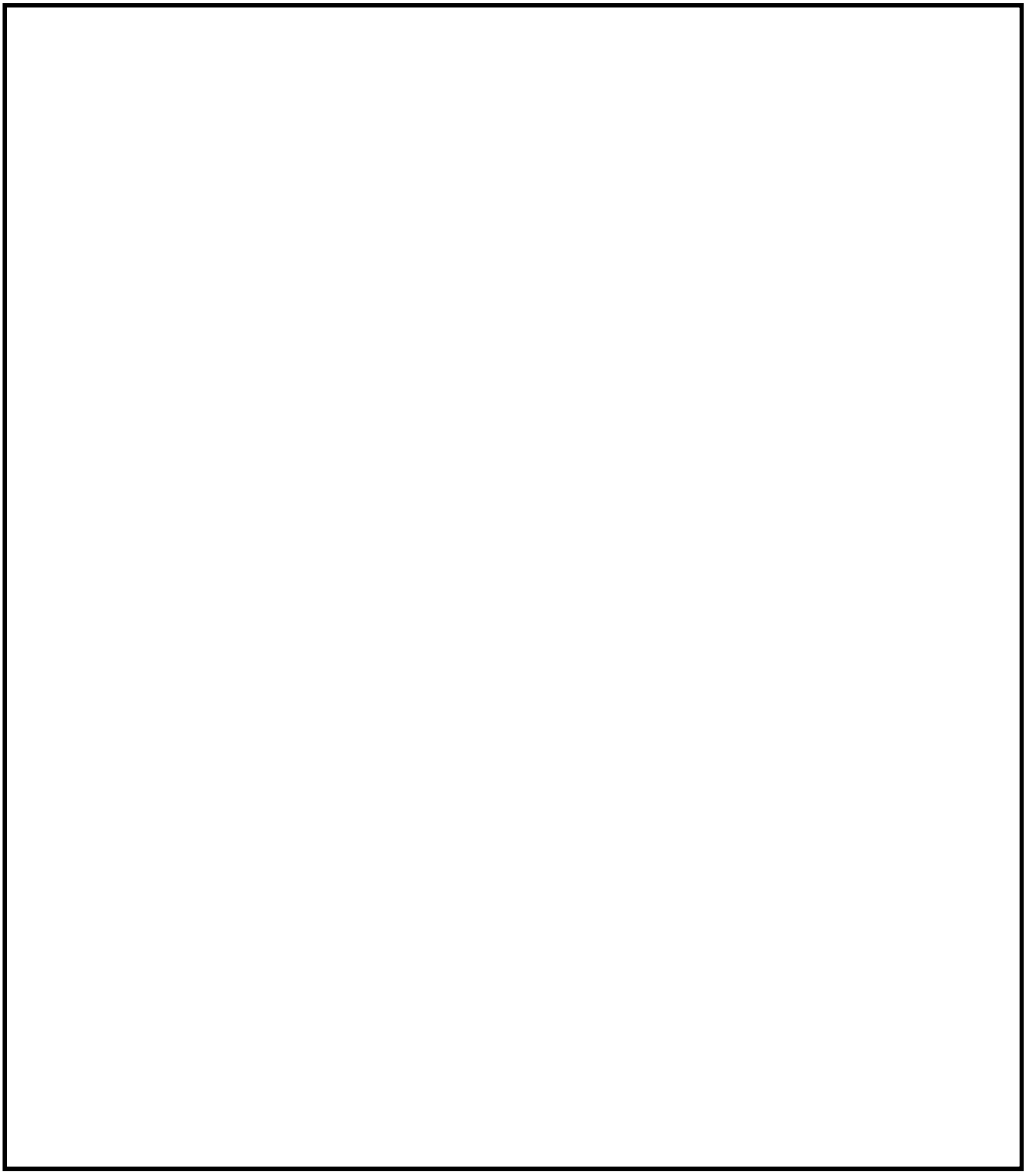
第 1.5－1 図　使用済燃料プール監視設備の設置場所

（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



第 1.5－2 図　使用済燃料プール監視設備の設置場所

（原子炉建屋原子炉棟 4 階）



第 1.5－3 図　使用済燃料プール監視設備の設置場所

（原子炉建屋原子炉棟 3 階）

別紙 1

各計測装置の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度,水位及び線量当量率について,「表示,記録,保存」が追加要求されており,「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告　第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一　炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
三　制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度	制御棒位置	制御棒位置記録	5 年
四　一次冷却材に関する次の事項			
イ　放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	5 年
ロ　原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転記録	10 年
	主蒸気流量	運転記録	10 年
	主蒸気温度	運転記録	10 年
	給水圧力	運転記録	10 年
	給水流量	運転記録	10 年
	給水温度	運転記録	10 年
五　原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	－	－
	原子炉水位（燃料域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（広帯域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（狭帯域）	記録紙	5 年
六　原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率	格納容器圧力	運転記録	10 年
	格納容器内温度	運転記録	10 年
	格納容器内水素ガス濃度	記録紙	5 年
	格納容器内酸素ガス濃度	記録紙	5 年
	原子炉格納容器モニタ	記録紙	5 年
	格納容器内核分裂生成物モニタ	記録紙	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
七　主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5年
	排ガスモニタ	記録紙	5年
八　蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWRに対する要求		
九　排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	非常用ガス処理系放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
	廃棄物処理建屋排気筒モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
十　排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体プロセス放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10年
十一　放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場合を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	対象なし		

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二　管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	エリアモニタ	記録紙	5年
十三　周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト	記録紙	5年
十四　使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラーム タイパー	5年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5年
十五　敷地内における風向及び風速	風向・風速	記録紙	10年

別紙 2

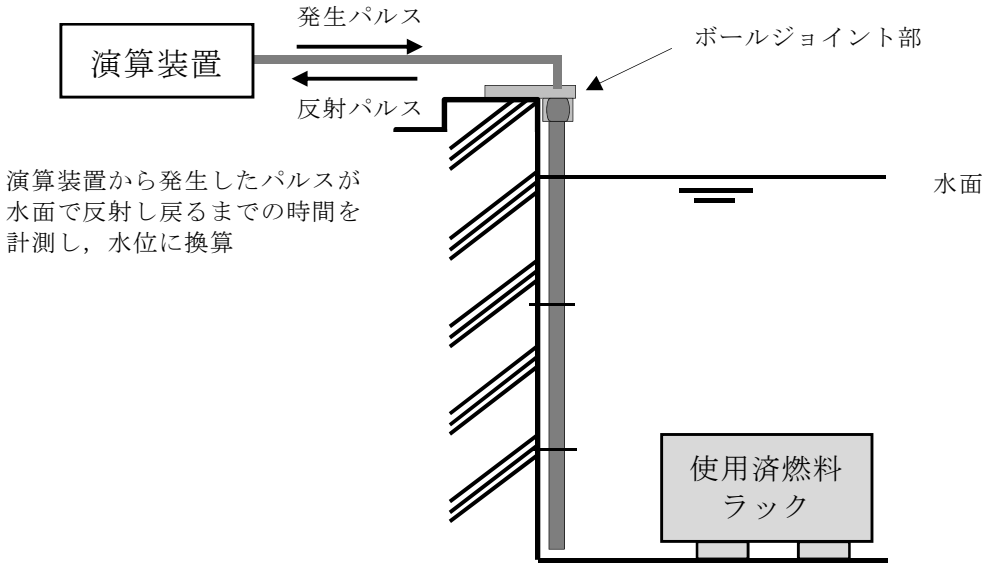
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は，演算装置から高速電圧パルスを発生させ，検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。ガイドパルス式水位計による水位検出原理を第１図に示す。

検出器は伝達回路となる導体のステンレス芯棒が，同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており，検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第１図　ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2)　温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，電圧パルスによる水位測定に加え，測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては，液相にある 2 箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，温度計は測温抵抗体を使用し，連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては，空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により，同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

別紙 3

警報設定値について

1. 使用済燃料プール水位の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

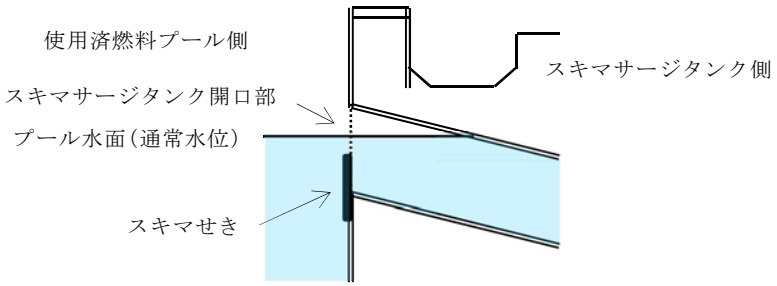
（水位高）使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため，通常水位（N.W.L 46,195mm）～運転操作床面（EL.46,500mm）の間で設定する。

（水位低）使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を直接検知する。(燃料プール冷却浄化系の運転を停止した場合には，使用済燃料プール水位がスキマサージタンクオーバフローゲート位置付近（EL.46,043mm）まで低下することがある。第 1 図に使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図を示す。)

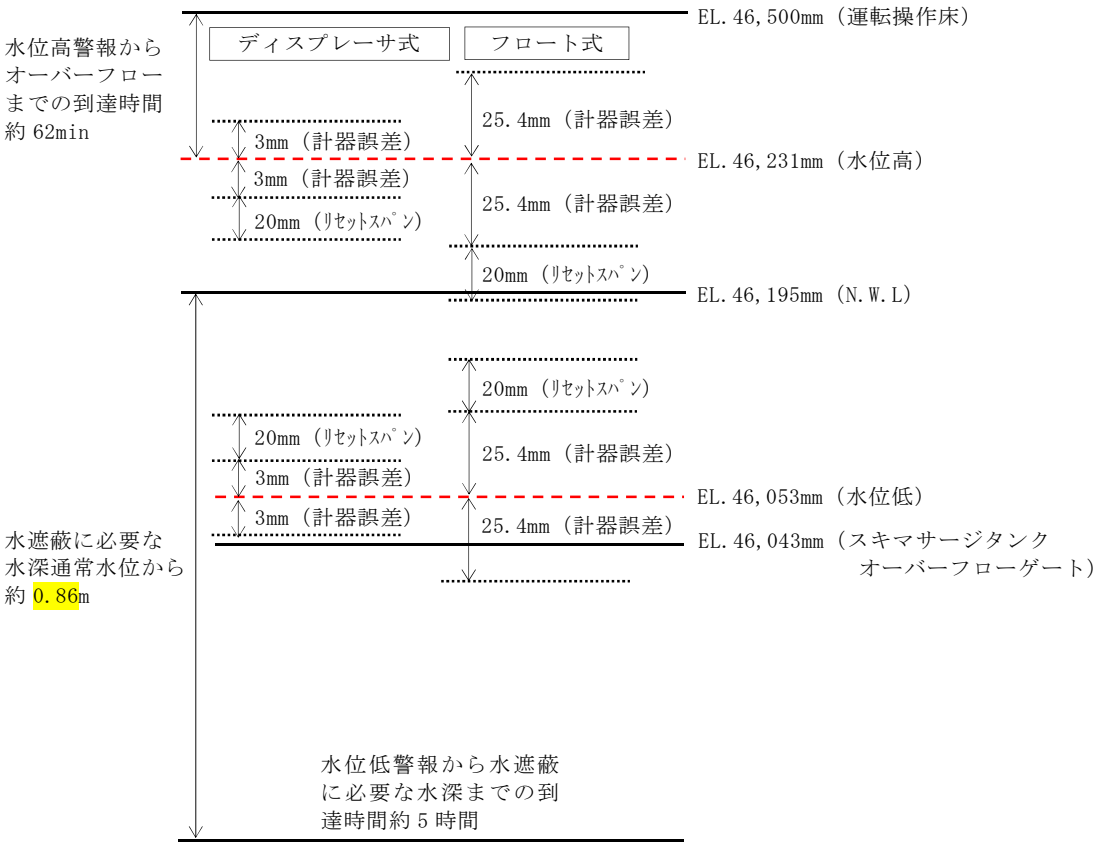
上記警報設定範囲を考慮し，使用済燃料プール水位の警報設定値を第 1 表に示す。また，第 2 図に使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお，計器誤差を考慮し，警報設定値を設定している。

第 1 表　使用済燃料プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	通常水位－142mm（EL.46,053mm）
水位高	通常水位＋36mm（EL.46,231mm）



第１図　使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第２図　使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図

(2)　運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

・プール保有水量：1,189m^3

・プール断面積：116m^2

・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水温上昇速度：

7.0℃／h

・使用済燃料プール冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：

0.131m／h

水位低警報設定値は通常水位－142mm（EL.46,053mm）であり，必要な水遮蔽（10mSv／h の場合）は通常水位から約－0.86m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発（水位低下速度 0.131m／h）を想定した場合，水位低警報発生から必要となる水遮蔽（水位）が失われるまでの時間は約 5 時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕※1を持った設計としている。

水位高警報設定値は通常水位＋36mm（EL.46,231mm）であり，仮に復水移送系（約 30m^3／h）により使用済燃料プールへ補給をし続けてしまった場合，水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまで約 62 分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕※1を持った設計としている。

※1　運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋補給開始又は補給停止操作（約 16 分）を考慮しても余裕を持った設計としている。

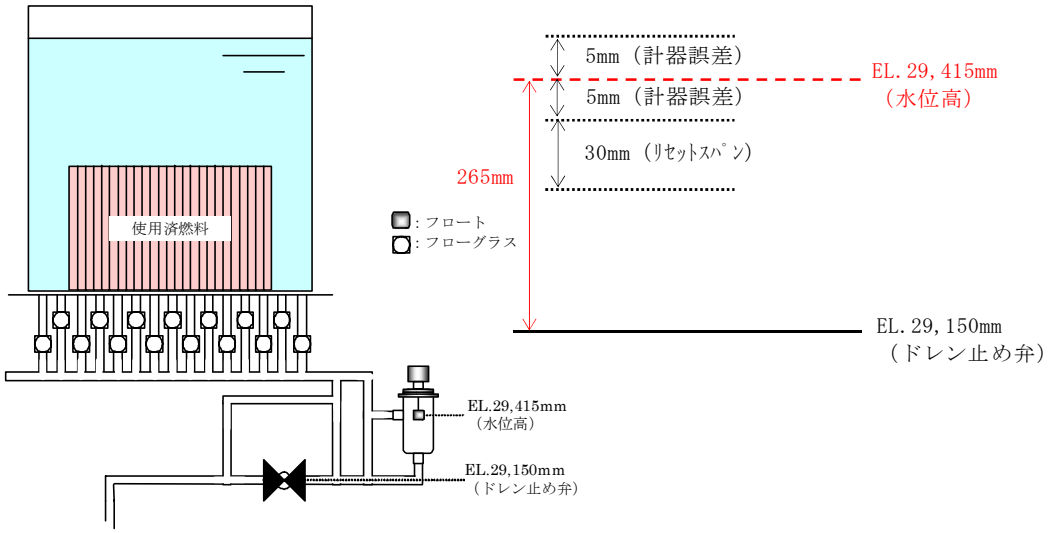
2.　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値について

(1)　警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナーからの微小漏えいを監視するために，計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。第 2 表に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値を，第 3 図に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図を示す。

第 2 表　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	ドレン止め弁＋265mm（EL. 29, 415mm）



第 3 図　使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図

(2)　運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料プールライナー漏えい検知の水位高警報設定値は，ドレン止め弁＋265mm（EL.29,415mm）であり，警報設定値までのドレン配管容積は，約 $4.92\times10^{-3}m^3$ である。この容量は使用済燃料プール容積（$1,189m^3$）に対して十分小さな値であり，燃料プールライナー漏えいの早期検知において余裕※2を持った設計としている。

※2　仮に $4.92\times10^{-3}m^3$ の水がドレン配管に溜まった場合，使用済燃料プールの水位低下は約 0.04mm 程度であり，必要な水遮蔽（10mSv／h の場合）は通常水位から約 0.86m 下であることから，余裕を持った設計としている。

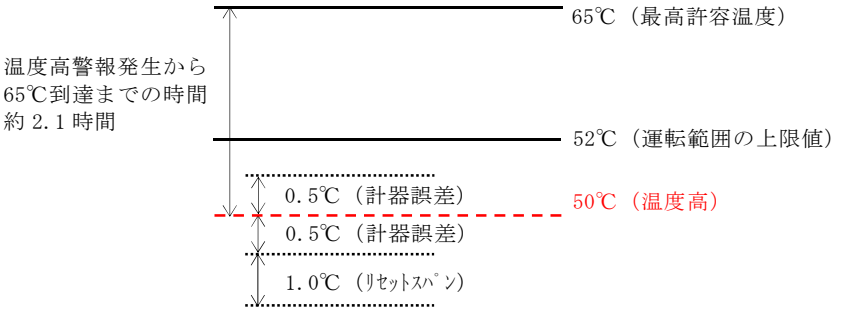
3.　使用済燃料プール温度の警報設定値について

(1)　警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールの水温異常上昇を注意喚起するため，通常時の燃料プール水温度の上限値 52℃を超えない 50℃に設定する。第 3 表に使用済燃料プール温度の警報設定値を，第 4 図に使用済燃料プール温度の警報設定概要図を示す。

第 3 表　使用済燃料プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	50℃



第 4 図　使用済燃料プール温度の警報設定概要図

(2)　運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 7.0℃／h であり，温度高警報設定値 50℃から最高許容温度 65℃に達するまでの時間は約 2.1 時間であり，余裕※3を持った設計としている。

※3　運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋残留熱除去系による燃料プール冷却運転切替（約 126 分）に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40℃から警報設定値 50℃に達するまでに約 1.4 時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65℃に達するまでに約 2.1 時間あることを考慮すると，その間に残留熱除去系による燃料プール冷却運転へ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。

別添資料３

東海第二発電所

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

16 条　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

別添 3-1

設置許可基準　第 16 条　第 2 項第二号ニ
燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとすること。

使用済燃料の貯蔵施設

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の
落下時においてもその機能が損なわれないものとすること。

添付六，八への反映事項
（設計・手順に関する事項）

現場及び機器配置図等の確認，作業実績より
使用済燃料プール周辺の設備等を抽出

①
日常作業等において必要最低限に制限し，落下防止措置を実施しているもの

②
使用済燃料プールとの離隔や固縛等の措置を行っている設備等（例：分電盤等）

③
①，②以外

抽出設備等の落下エネルギーによる評価
（落下時における使用済燃料プールの
損傷有無）

落下エネルギーが
15.5kJ 未満の設備等

落下エネルギーが
15.5kJ 以上の設備等

工・保

評価ＯＫ※1

評価ＯＫ※2

評価ＯＫ※3

○落下エネルギー15.5kJ 以上の設備等に対する対策①
【耐震評価により必要な強度を有していることの確認】
基準地震動 Ss に対する耐震評価を実施し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。
工
評価ＯＫ

○落下エネルギー15.5kJ 以上の設備等に対する対策②
【設備構造上の落下防止措置の確認】
燃料取替機，原子炉建屋クレーンの安全機能として，フック外れ止め，フェイルセーフ機構等，設備構造上の落下防止措置を確認する。
工
評価ＯＫ

○落下エネルギー15.5kJ 以上の設備等に対する対策③
【運用状況による落下防止措置の確認】
クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，有資格者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について確認する。
保
評価ＯＫ

○上記にて評価ＮＧのもの
落下時の影響評価を実施する。
評価ＯＫ

※1　使用済燃料プール周辺は，異物混入エリア設置区域であり，持込品については必要最低限に制限し，落下防止措置を講じていることから評価ＯＫとする。

※2　使用済燃料プールまでの離隔やボルト固定等による転倒防止が図られていることから評価ＯＫとする。

※3　燃料集合体の気中落下試験時の落下エネルギーと比較し，設備等の落下エネルギーが小さいものについては使用済燃料プールライニングに損傷を与えないことが確認されている。

※4　原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機，原子炉建屋クレーンの耐震評価による確認結果は，後段の工事計画認可申請にて示す。

【後段規制との対応】
工：工事計画認可申請(基本設計方針，添付書類)
保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】
□：添付六，八に反映

表１　運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条　燃料体等の取扱施設および貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	・使用済燃料プールの健全性を維持するため，吊荷に対するワイヤーロープ二重化や動力電源喪失時保持機能等の落下防止対策について，予め手順等を整備し，的確に実施する。 ・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について，予め定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については，必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	・使用済燃料プールの健全性を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。
		教育・訓練	—
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順	・使用済燃料プールの健全性を維持するため，動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について，予め手順等を整備し，的確に実施する。 ・使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし，それらを手順等に整備し，的確に実施する。 ・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷について，予め定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については，必要最低限に制限する。
		体制	—
		保守・点検	・使用済燃料プールの健全性を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 ・クレーン等安全規則基づき，定期点検及び作業前点検を実施するとともに，クレーンの運転，玉掛けは有資格者が実施する。
		教育・訓練	—

16 条　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準　第 16 条　第 3 項第一号
　使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し，それを原子炉制御室に伝え，又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し，並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとすること。
設置許可基準　第 16 条　第 3 項第二号
　外部電源が利用できない場合においても温度，水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとすること。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
（使用済燃料プール水位，ライナードレン漏えい検知，温度，水位・温度（ＳＡ広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ）

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し，中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

異常の検知

使用済燃料プール水位，ライナードレン漏えい検知，温度，水位・温度（ＳＡ広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの設置。

工

警報発信

中央制御室の警報発信回路。

工

外部電源が利用できない場合において，使用済燃料プールの水位，温度及び放射線量の監視が可能であること。

使用済燃料プール水位，ライナードレン漏えい検知，温度，水位・温度（ＳＡ広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電。

工

使用済燃料プールの水位，温度及び放射線量の計測結果を表示し，記録し，及び保存することができること。

使用済燃料プール水位，ライナードレン漏えい検知，温度，水位・温度（ＳＡ広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存。

工・保

【後段規制との対応】
工：工事計画認可申請（基本設計方針，添付書類）
保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

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

別添 3-3

表２　運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プールライナ―ドレン漏えい検知 ・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） ・燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ ・原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ ・原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ ・中央制御室の警報発信回路	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナ―ドレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナ―ドレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―

別添資料 4

東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下に係る

対象重量物の現場確認について

1.　基準要求

【第 16 条】　設置許可基準第 16 条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて，燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては，燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに，燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また，使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから，使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2.　確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては，使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり，現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討，また，使用済燃料プール周辺の作業で，燃料取替機，原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について，作業実績に基づき抽出を行った。

(1)　現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し，「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には，使用済燃料プール周辺の設備等について，設置位置(高さ)，物量，重量，固定状況等を確認し，地震等により使用済燃料プール

への落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について，機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

具体的には，内挿物等現場で確認出来ない重量物について，機器配置図等にて物量，重量，設置状況等確認し，使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で，燃料取替機，原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について，作業実績に基づき抽出した。

なお，仮設機材類の持込品については，使用済燃料プールが，立入りと持込品を制限している区域内にあること及び，その落下エネルギーについては，燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため，抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場確認，機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備につい

ては，設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，添付資料 2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき，使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い，評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い，必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

添付資料 1

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について，現場及び機器配置図等による確認，また使用済燃料プール周辺の作業で，燃料取替機，原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について，網羅的に抽出を行った。

詳細について，第 1 表に整理する。

第 1 表の評価①では，使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」とする。

評価①で「×」としたものについて，評価②で落下エネルギーを評価し，基準値 15.5kJ を超えるものを「×」とする。

評価①及び評価②のいずれも「×」のものを評価フローⅡの抽出結果として選定する。

さらに，評価フローⅡで抽出されたもののうち，落下エネルギーが最大となるものを代表重量物とする。

第１表　現場確認等における抽出物の詳細（その１）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5ｋＪ未満 ×：15.5ｋＪ以上 －：評価不要		
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等	×	×	×	○ （特定不可， ～約 35m）
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	－	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ （約 23t， 約 12m）
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ （約 48t， 約 20m）
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ （約 1000kg， 約 17m）
		新燃料検査台	○	－	○	
5	PCV（取扱具含む）	PCV ヘッド	○	－	○	○ （約 56t， 約 14m）
		PCV ヘッド吊り具	○	－	○	
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド（＋スタッドボルトテンショナ）	○	－	○	
		RPV ヘッドフランジガスケット	○	－	○	
		ミラーインシュレーション	○	－	○	
		スタッドボルト保管架台	○	－	○	
		スタッドボルト着脱装置	×	×	×	○ （約 4.6t， 約 14m）
		ミラーインシュレーションベロー	×	×	×	
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ	○	－	○	
		セパレータ	○	－	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	×	×	
		D/S 吊り具	○	－	○	
		MS ラインプラグ	○	－	○	
		MSLP 用電源箱	○	－	○	
		MSLP 用空気圧縮機	○	－	○	
		MSLP 用電動チェーンブロック	○	－	○	
		マルチストロングバック	○	－	○	
		燃料集合体	×	×	×	
		チャンネル着脱機	×	×	×	○ （約 430kg， 約 12m）
		D/S 水中移動装置	○	－	○	

※１　使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
※２　評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第１表　現場確認等における抽出物の詳細（その２）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5ｋＪ未満 ×：15.5ｋＪ以上 －：評価不要		
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	○	○	
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○	○ （約 7.5t， －）
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		LPRM 収納缶置台	×	○	○	
		制御棒ハンガ	×	○	○	
9	プールゲート類	燃料プールゲート(大)	×	×	×	○ （約 2.7t， 約 12m）
		燃料プールゲート(小)	×	×	×	
		キャスクピットゲート	×	×	×	
10	キャスク （取扱具含む）	核燃料輸送容器	×	×	×	
		核燃料輸送容器吊り具	×	×	×	
		使用済燃料乾式貯蔵容器	×	×	×	○ （約 120ｔ， 約 14m）
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具（R/B 用）	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	－	○	○
		照明用分電盤	○	－	○	
		チャンネル着脱機制御盤	○	－	○	
		作業用分電盤	○	－	○	
		中継端子箱	○	－	○	
		原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤	○	－	○	
		水中照明電源箱	○	－	○	
		シッピング用操作盤部	○	－	○	
		シッピング動力盤	○	－	○	
		開閉器	○	－	○	
		キャスクピット排水用電源盤	○	－	○	
12	フェンス・ラダー類	手摺り（除染機用レール含む）	×	○	○	
		可動ステージ開放用ホイスト架台	○	－	○	
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ （約 300kg， 約 12m）
		DSP 昇降梯子	×	×	×	
		パーテーション	×	○	○	

※１　使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
※２　評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第１表　現場確認等における抽出物の詳細（その３）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5ｋＪ未満 ×：15.5ｋＪ以上 －：評価不要		
13	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ （約 800 kg，約 12m）
		DSP パッキン用減圧器	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置	×	○	○	
		水中テレビ制御装置	○	－	○	
		燃料付着物採取用装置（本体，ポール，ヘッド）	○	－	○	
		水位調整装置	○	－	○	
		リークテスト測定装置	○	－	○	
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台	×	○	○	○ （＜100kg，約 12m）
		工具箱	○	－	○	
		大型セイバーソー	○	－	○	
		遮へい体	○	－	○	
		防炎シート類	○	－	○	
		足場材	○	－	○	
		水中簡易清掃装置保管箱	○	－	○	
		局所排風器	○	－	○	
		ウェル用資機材	○	－	○	
		ローリングタワー	○	－	○	
		フィルタ収納容器	○	－	○	
		LPRM 収納箱	○	－	○	
		テント	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置架台	×	○	○	
		工具箱（引出タイプ）鋼製	○	－	○	
		ドロップライト収納箱	×	○	○	
		グラップル収納箱	×	○	○	
		水中テレビカメラ支持ポール（アルベルグ製）	×	○	○	
		チャンネル固縛仮置き架台（16 kg/枚）	×	○	○	
		NFV 用吊り具ワイヤ	×	○	○	
		除染ピット用クーラー	○	－	○	
		スポットクーラー	×	○	○	
		注水ユニット	×	○	○	
		キャスク底部固定金具	×	○	○	
		足場収納箱（アトックス）	○	－	○	

※１　使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
※２　評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第１表　現場確認等における抽出物の詳細（その 4）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
			評価①	評価②	選定結果	
番号	抽出項目	詳細	配置※1	落下エネルギー ○：15.5ｋＪ未満 ×：15.5ｋＪ以上 －：評価不要		
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	○	－	○	
		エリアモニタ	○	－	○	
		プロセスモニタ	○	－	○	
		ページング	○	－	○	
		固定電話	○	－	○	
		監視カメラ	○	－	○	
		IAEA カメラ	○	－	○	
		使用済燃料プール温度計	×	○	○	○ （＜300kg, 約 4m）
		使用済燃料プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	－	○	
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	○	－	○	
		RCW サージタンク液位計	○	－	○	
		地震計	○	－	○	
16	試験・検査用機材類	テンショナ用テストブロック	○	－	○	
		スタッドボルト試験片	○	－	○	
		FHM 用テストウェイト	×	×	×	○ （約 500 kg,約 14m）
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）	×	×	×	
		シッピング装置架台	×	×	×	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ	○	－	○	
		キャスク除染ピットカバー	○	－	○	
		DS プールカバー	×	×	×	
		原子炉ウェルシールドプラグ	○	－	○	
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ	×	×	×	
		SFP スロットプラグ	×	×	×	○ （約 7.5t, 約 14m）
		SFP スロットプラグ吊り具	×	×	×	
		DSP スロットプラグ	○	－	○	
		DS スロットプラグ吊り具	○	－	○	
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	×	×	×	
		FPC　F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
		CUW　F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
18	空調機	空調機	○	－	○	
		FHM 操作室空調機	○	－	○	○
19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器	○	－	○	○
		常設スプレイヘッダ	○	－	○	

※１　使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
※２　評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

第１表　現場確認等における抽出物の詳細（その 5）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5ｋＪ未満 ×：15.5ｋＪ以上 －：評価不要		
20	その他	配管	○	－	○	
		チェッカープレート	×	○	○	
		非常誘導灯	○	－	○	
		消火設備	○	－	○	
		掲示物	○	－	○	
		ガラス	○	－	○	
		ダクト	○	－	○	
		ブローアウトパネル	○	－	○	
		ケーブル	×	○	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検資機材	×	○	○	
		RCW サージタンク	○	－	○	
		時計	○	－	○	
		手すり収納箱	○	－	○	
		ステップ	×	○	○	
		カメラケース	×	○	○	
		カメラ用架台	×	○	○	
		ペリスコープ用架台	×	×	×	
		キャビネット（コンテナ類含む）	○	-	○	
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）４本	○	－	○	
		安全帯用ポール及び連結板	×	○	○	
		内蓋吊金具収納箱	×	×	×	
		垂直吊具エアー操作ユニット(1)	○	－	○	
		リークテスト測定装置ホース収納箱	○	－	○	
		蓋仮置き台	○	－	○	
		フランジプロテクター	×	○	○	
		蓋吊具（DC 用，NFT 用）	×	×	×	
		ボンベ台車	×	○	○	
		収納缶（冷却用）	×	○	○	
		ハンドリフター（２ｔ）	○	－	○	
		加圧タンク	×	○	○	
		ヘリオット	×	○	○	
		位置決めラグ	×	×	×	
		RPV ヘッド架台	×	×	×	○ （約 1000 kg，約 14m）
		真空乾燥装置	○	－	○	
		新燃料容器	×	×	×	
		コンテナ用枕木	×	○	○	

※１　使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」
※２　評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

Ⅰ．使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について，現場確認，機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し，抽出した設備等について項目分類を行う。

Ⅱ．使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フローⅠで抽出した設備等について，項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し，使用済燃料プールに落下するおそれがないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について，落下エネルギーと，気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー※を比較し，使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を選定する。

※　燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから，燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は，燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

Ⅲ．落下防止の対応状況評価

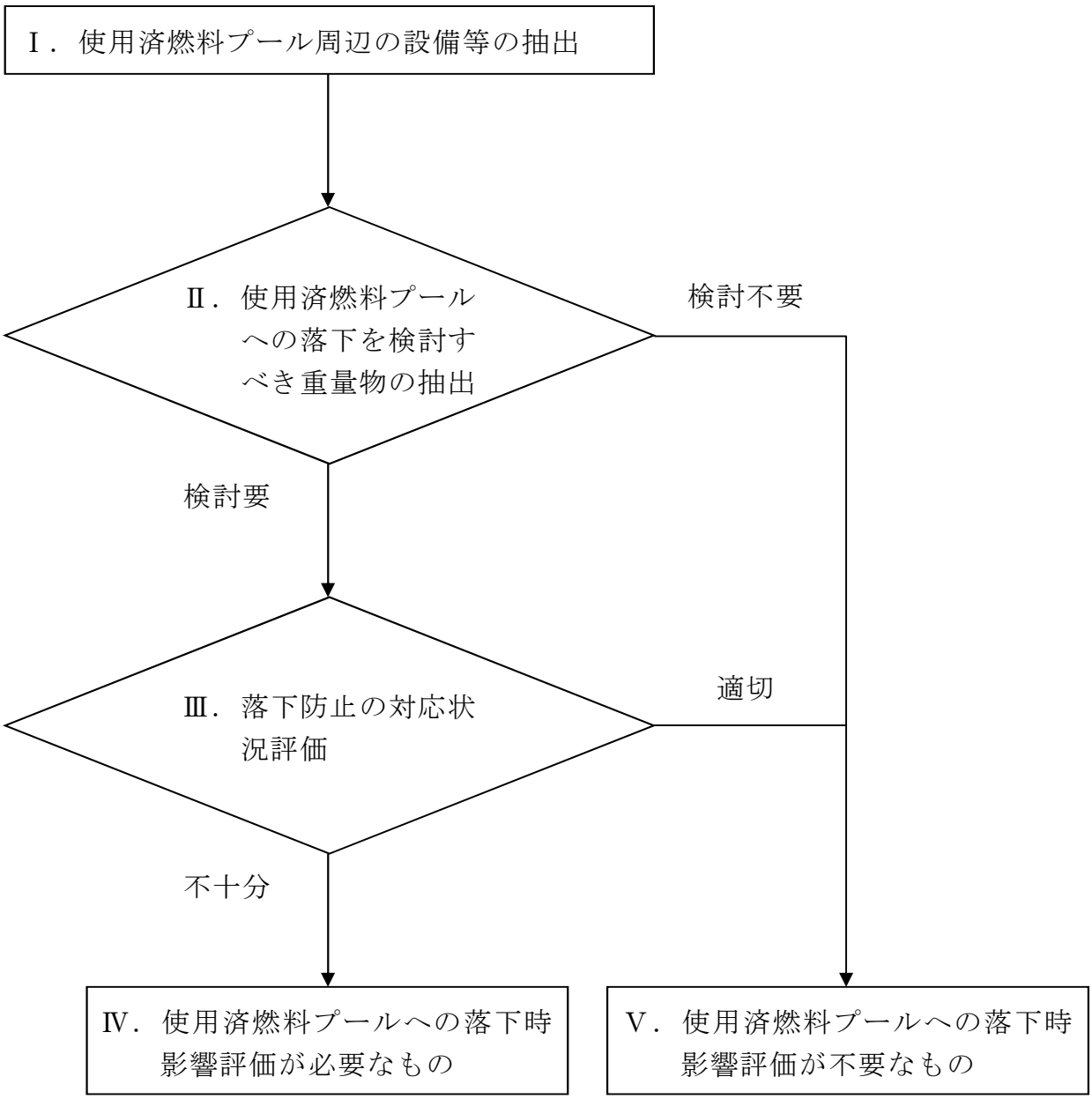
評価フローⅡで使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し，耐震評価，設備構造及び運用状況について適切性を評価する。

Ⅳ．使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が不十分とした重量物は，落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから，使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

Ⅴ．使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要，または評価フローⅢで落下防止は適切としたものは，使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから，落下時影響評価は不要とする。



第１図　使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については，「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49．燃料の貯蔵設備及び取扱設備

> ２．使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は，前項の各号に掲げる事項のほか，次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
>
> （４）貯蔵設備は，燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても，その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については，模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し，万一の燃料体等の落下を想定した場合においても，ライニングが健全性を確保することを確認している※1。

試験結果としては，ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7 mmであった。また，落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は，割れ等の有害な欠陥は認められず，燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※１　「沸騰水型原子力発電所　燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」（HLR-050）

図１は，気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料体等の重量は，本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり，燃料集合体の高さについても，本試験の落下高さ未満となっている。また，燃料集合体の落下時は，水の抵抗による減速効果が期待できることから，この試験は保守的な評価結果となっている。

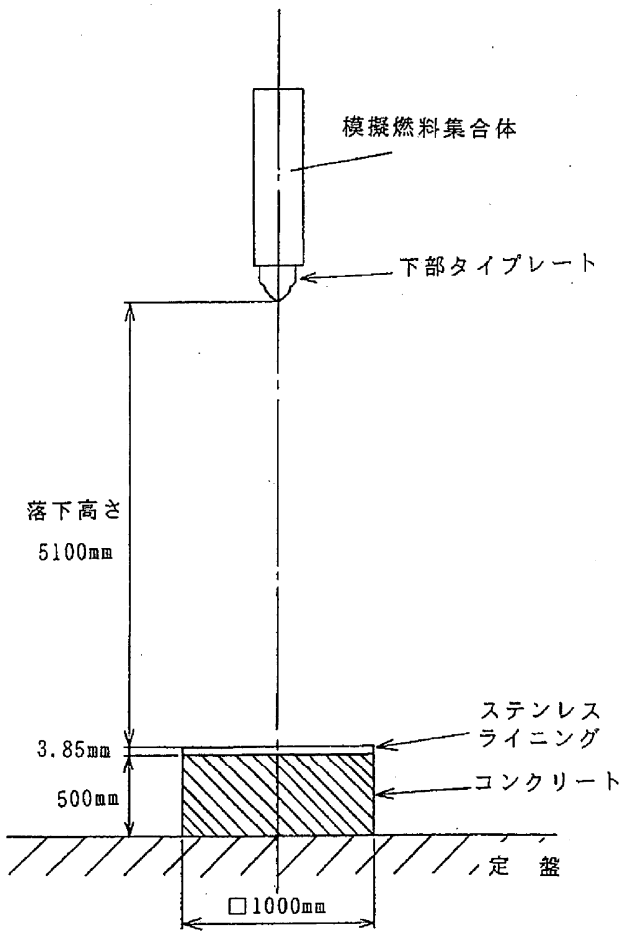


図１　模擬燃料集合体落下試験方法

図１に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は，チャンネル・ボックスを含めた状態で 310kg と保守的※2であり，燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さ約 5m を考慮し，5.1m と安全側である。

※２　東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネル・ボックス含む）は，表１に示すとおり水中で 310kg 未満であることを確認している。

表１　燃料集合体重量

		燃料集合体重量（kg）	
		気中	水中※3
実機	８×８燃料		
	新型８×８燃料		
	新型８×８ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度８×８燃料		
	９×９燃料（A型）		
	９×９燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※３　表中の各燃料集合体の水中重量は，気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり，実際の水中重量は表中の値以下となる。

東海第二発電所

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ

目　　次

1.　基本方針 …… 1

1.1　要求事項の整理 …… 1

1.2　追加要求事項に対する適合性 …… 3

2.　原子炉冷却材圧力バウンダリ …… 12

2.1　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出 …… 12

2.2　誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について …… 15

2.3　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について … 17

2.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について … 19

2.5　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について
…… 20

2.6　原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について …… 22

3.　別紙

別紙 1　原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

別紙 2　原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

別紙 3　管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

別紙 4　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて

別紙 5　原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

別紙 6　ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる

理由

別紙 7　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼に対する管理について

4.　別添

別添 1　東海第二発電所　運用，手順等説明資料　原子炉冷却材圧力バウンダリ

＜概　要＞

1. において，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。），「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリに関する設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項を第 1-1 表に示し，追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表　設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第 27 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	追加要求事項
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	－	変更なし（ただし，解釈にて，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大）
一　通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとすること。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。	変更なし

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第 28 条（原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等）	追加要求事項
二　原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとすること。	原子炉冷却材圧力バウンダリには，原子炉冷却材の流出を制限するよう，隔離装置を施設しなければならない。	変更なし
三　通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう，十分な破壊じん性を有するものとすること。	－	変更なし
四　原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとすること。	２　発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	変更なし

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(3)　その他の主要な構造

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

a．設計基準対象施設

(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る）は，以下を考慮した設計とする。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう，十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は，以下とする。

(一)　通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

(二)　通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

(三)　通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち，(二)以外のも

のは，原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

（四） 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も（一）に準ずる。

（五） 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお，通常時閉，事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記（三）に該当するものとする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとすること。 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとすること。 三 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう，十分な破壊じん性を有するものとすること。 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとすること。

適合のための設計方針

第１項について

原子炉冷却材圧力バウンダリは，次の範囲の機器及び配管とする。

(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）

(2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）

(3) 接続配管

a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは，原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。

c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち，b. 以外のものは，原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a.に準ずる。

e. 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお，通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち，個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記 c.に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系停止時冷却系戻りラインについては，従来クラス２機器としていたが，上記ｂ．に該当するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス１機器における要求を満足することを確認する。

拡大範囲については，クラス１機器の供用期間中検査を継続的に行い，健全性を確認する。

第１項第１号及び第２号について

通常運転時において，出力運転中，圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動，停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。

タービントリップ，主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において，「主蒸気止め弁閉」，「主蒸気隔離弁閉」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け，また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である 8.62MPa の 1.1 倍の圧力 9.48MPa を超えない設計とする。

設計基準事故時において，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして，制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」，「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け，制御棒落下速度リミッタ，制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって，事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において，原子炉冷却材の喪失を停止させるため，配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し，適切な隔離弁を設ける設計とする。

第１項第３号について

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，保修時，試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断

の発生を防止するために，フェライト系鋼で製作する機器に対しては，材料選択，設計，製作及び試験に特別の注意を払う。

（使用材料管理）

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

(1) 材料仕様

(2) 機器の製造・加工・工程

(3) 非破壊検査の実施

(4) 破壊靭性の確認（関連温度の妥当性の確認，原子炉圧力容器材料のテスト・ピースによる衝撃試験の実施）

（使用圧力・温度制限）

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や，急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ，最低温度の制限を加える。

（使用期間中の監視）

供用期間中の定期的検査（溶接部等の非破壊検査，耐圧部の耐圧，漏えい試験）を実施し，構成機器の構造や気密の健全性を評価し，また，欠陥の発生の早期発見のため，漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また，原子炉圧力容器の母材，熱影響部及び溶着金属については，試験片を原子炉圧力容器内に挿入して，原子炉圧力容器と同様な条件で照射し，定期的に取出し衝撃試験を行い破壊靭性の確認を行う。

第 1 項第 4 号について

通常運転時，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分

裂生成物の放射能の測定により，約 3.8ℓ/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるよう設計する。

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

5. 原子炉冷却系統施設

5.1　原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1　通常運転時等

5.1.1.4　主要設備

5.1.1.4　弁 類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，ベント弁，ドレン弁，逆止弁等を設け，このうち主要な弁については，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として，次のとおり隔離弁を設ける。

a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁

b. 通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁

c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁

d. 通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

ここで「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

5.1.1.5　手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1)　原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンラインの弁については，通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

5.1.1.6　評価

(1)　原子炉冷却系統施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，残留熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。

(2)　原子炉冷却系の圧力は，逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下にできる設計としている。

(3)　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，原子力規制委員会規則等に基づき，最低使用温度を考慮して，非延性破壊を防止できる設計としている。

(4)　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度等を考慮し，地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ，変動時間，繰り返し回数等の過渡条件を想定し，材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。

(5)　原子炉冷却系を構成する系統及び機器は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し，かつその支持構造物は，温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としている。

(6)　原子炉冷却系の配管は，配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行い，想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのない設計としている。

(7)　原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に，その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視装置を設ける設計としている。

(8)　下記の試験検査を行うことができる設計としている。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査

ｂ．原子炉構造材監視試験

ｃ．主蒸気隔離弁作動試験

ｄ．主蒸気隔離弁機能試験

ｅ．主蒸気隔離弁漏えい率試験

ｆ．逃がし安全弁設定圧確認試験

6.　計測制御系統施設

6.3　原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1　概要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため，核計装のほかに，発電用原子炉施設の重要な部分にはすべてのプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は，温度，圧力，流量，水位等を測定及び指示するもの

であるが，一部を除き必要な指示及び記録計器は，すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉圧力容器計装，再循環回路計装，原子炉給水及び蒸気系計装，制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

発電用原子炉の停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは，設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2　設計方針

(4)　原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいがあった場合，その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

6.3.4　主要設備

(5)　漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は，指示するとともに，冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

2.　原子炉冷却材圧力バウンダリ

2.1　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却材系統に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には，原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において，原子炉冷却材の流出を制限するため，その配管系を通じての漏えいが，通常運転時の制御棒駆動水圧系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて，次のとおり隔離弁を設ける。

a. 通常運転時開，事故時閉の場合は 2 個の隔離弁

b. 通常運転時閉，事故時閉の場合は 1 個の隔離弁

c. 通常運転時閉，事故時開の非常用炉心冷却設備等は a. に準ずる。

なお，b. に準ずる隔離弁において，通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は 2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また，通常運転時閉，事故時閉となる手動弁のうち，施錠管理を行う弁は開となるおそれがなく，上記 b. に該当することから，1 個の隔離弁を設けるものとする。

(1)　範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき，原子炉圧力容器に接続される全ての配管系を対象として，従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について，原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙 1 のフローに基づき確認した。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙2に示す。

別紙2に示すとおり，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

・原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンライン

・残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

・残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンラインの隔離弁は，施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。したがって，当該ラインの弁については，弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており，「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

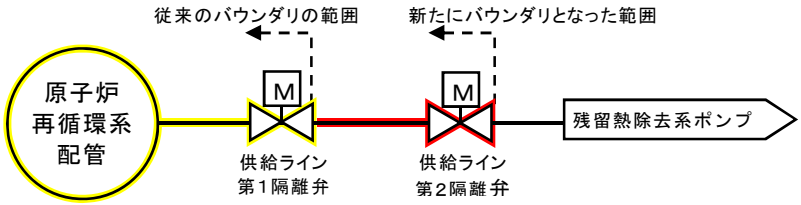
ａ．残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

第1隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開とならないようインターロックを設けているが，中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため，誤動作により開となるおそれがある。

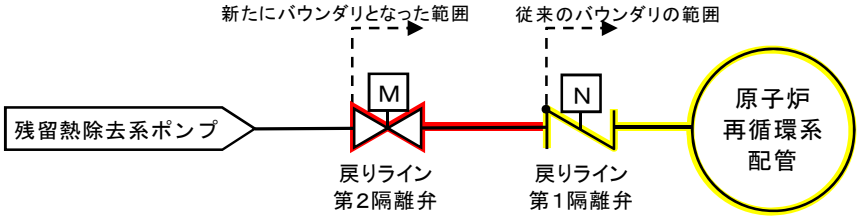
ｂ．残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

第１隔離弁は逆止弁であるため，原子炉圧力が高い場合には開とならないが，原子炉圧力が低く，残留熱除去系ポンプが起動している場合，開となるおそれがある。

よって，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，戻りラインについては，第１隔離弁から第２隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



（残留熱除去系停止時冷却系供給ライン）



（残留熱除去系停止時冷却系戻りライン）

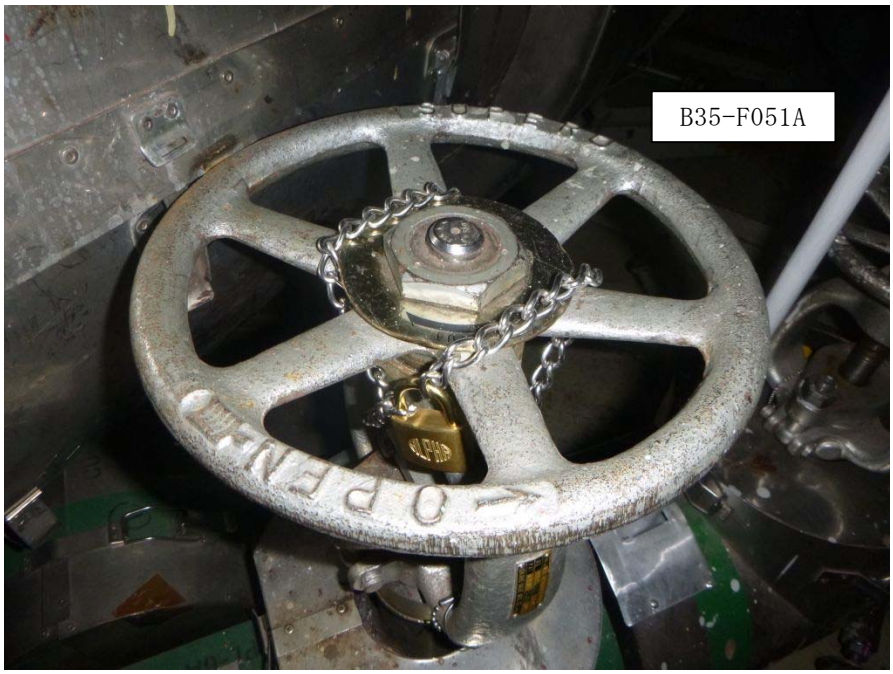
第 2-1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2　誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンラインの第１隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系ＣＵＷ入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系ＣＵＷ入口ドレン弁）は，弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで,通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め，発電長が保管，管理を行う。

なお，当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり，通常運転中は所員用エアロック等が施錠され，窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また，当該弁の定検中の管理については，従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており，原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて，今後は，弁ハンドルをチェーンで固縛し，施錠を実施する。



第 2-2 図　原子炉再循環ポンプ（A）系ＣＵＷ入口ドレン弁　施錠状態

第 2-1 表　手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※1（第1隔離弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系Ｃ ＵＷ入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系Ｃ ＵＷ入口ドレン弁	B35-F051B

※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③による。

2.3　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力，最高使用温度）と同じであることを確認した。

また，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

□ 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表　残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流（供給ライン）	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間（供給ライン）	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表　残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法（呼び径）	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁（供給ライン）	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁（供給ライン）	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14

第 2-4 表　残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 （戻りライン）	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 （戻りライン）	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表　残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法（呼び径）	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 （戻りライン）	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 （戻りライン）	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14

2.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については，従来クラス２としての強度・耐震評価を実施していたが，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，以下のとおり，クラス１としての基準地震動Ｓｓを用いた強度・耐震評価を行い，技術基準規則の要求を満足していることを確認する。なお，強度・耐震評価の結果，クラス１の要求事項を満足できない場合は，改造等により技術基準へ適合することを確認していく。

(1)　強度評価

<table>
<tr><th colspan="2">技術基準規則要求</th><th>クラス2配管・弁及び
支持構造物</th><th>クラス1配管・弁及び
支持構造物</th></tr>
<tr><td rowspan="4">第17条</td><td rowspan="4">構造・強度</td><td>設計条件における応力評価</td><td>設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価</td></tr>
<tr><td rowspan="3">運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲労評価，延性破断及び座屈評価</td><td>運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱応力ラチェット評価</td></tr>
<tr><td>運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲労評価</td></tr>
<tr><td>設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価</td></tr>
</table>

また評価上は，クラス２とクラス１では規格計算式，許容値も異なる。

(2)　耐震評価

当該ラインは，従来より耐震Ｓクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし，強度評価と同様に評価体系（許容値，計算式）が異なる。

2.5　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格 2008 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組込み，検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁について，従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組込み検査を実施していることを確認した。

このため，拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）

第 2-6 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求（クラス 1 機器 ISI）		従来の検査項目	
	ＰＳＩ	試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
配管の溶接継手	ＵＴ （100％）	ＵＴ	溶接継手数の 25%/7 年	同左	
配管の支持部材取付け溶接継手	ＰＴ （100％）	ＰＴ	溶接継手数の 7.5%/7 年		
支持構造物	ＶＴ （100％）	ＶＴ	全数の 25%/7 年		
弁のボルト締付け部	―	ＶＴ	類似弁毎に 1 台の 25%/7 年		
弁本体の内表面	―	ＶＴ	7.5%/7 年		
全ての耐圧機器	ＶＴ※1 （100％）	ＶＴ※2 （漏えい試験）	100%/1 定検		

※１　建設時に，原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

※２　拡大範囲の管と小口径管台（3／4B，1B）との溶接継手は，維持規格において表面試験が免除されており，漏えい試験により健全性を確認する。

2.6　原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について

(1)　クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りラインの配管，弁等について，製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

ａ．製造プロセス

当該ラインの配管，弁について，製造メーカにおける製造プロセスを確認した結果，クラス１機器とクラス２機器では，非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第 2-7 表　メーカにおけるクラス１機器とクラス２機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカ		製造プロセス	製品構造，型番
配管	素材メーカ	クラス１機器としての実績有	クラス１機器と同一※1	クラス１機器と同一
管台	素材メーカ	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカ	同上	同上	同上
弁	弁メーカ	同上	同上	同上

※１：素材非破壊検査の要求が一部異なるが，それ以外の製造プロセスは同一

ｂ．据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカはプラントメーカのみであり，据付時はクラス１機器及びクラス２機器においても同じ要領による作業フ

ローで実施しており，非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一である。

また，据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから，製造・据付プロセスにおいて，クラス 1 機器及びクラス 2 機器での非破壊検査の項目は異なるが，当該ラインの配管，弁等については，クラス 1 機器と同じ系統仕様，構造，型番であり，同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス 1 機器と同等であると考える。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第 2-8 表に示す。

ａ．配管・弁について

当該ラインの配管・弁については，製造メーカにてクラス 1 機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

ｂ．溶接部について

当該ラインの溶接部については，非破壊検査においてクラス 1 機器との相違があるものの，以下の対応を実施することにより，クラス 1 機器と同等であると考える。

・当該ラインの配管の周溶接継手の一部でＰＴの記録を確認できなかっ

た（クラス２配管に対する検査要求はＲＴのみで，ＰＴの要求はない）。よって，該当する溶接継手については念のためＰＴを実施し異常のないことを確認した。

・当該ラインの配管には小口径配管（3／4B，1B）を接続する管台が溶接されている。クラス１配管の管台溶接継手に対しては1／2ＰＴが要求されているが，従前はクラス２配管であったことから1／2ＰＴの要求はなく，供用後に同様の検査を実施することはできない。
しかし，管台溶接継手は据付時に最終層ＰＴ及び耐圧試験にて健全性を確認しており，今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。
（別紙３参照）

以上から，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は，非破壊検査についてもクラス１機器と同等の検査を実施していると考える。

第 2-8 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目

（製作・据付時の検査）

部位			検査要求（規格要求）		検査実績（記録等確認）		備考
			クラス 1	クラス 2			
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管		UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体（供給ライン）	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体（戻りライン）	UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
		ボルト（供給ライン）	UT+MT/PT	－	○	UT+MT(PT)	
		ボルト（戻りライン）	MT/PT	－	○	MT(PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT（一部）	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，MT：磁粉探傷試験，

RT：放射線透過試験，－：規格要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある。

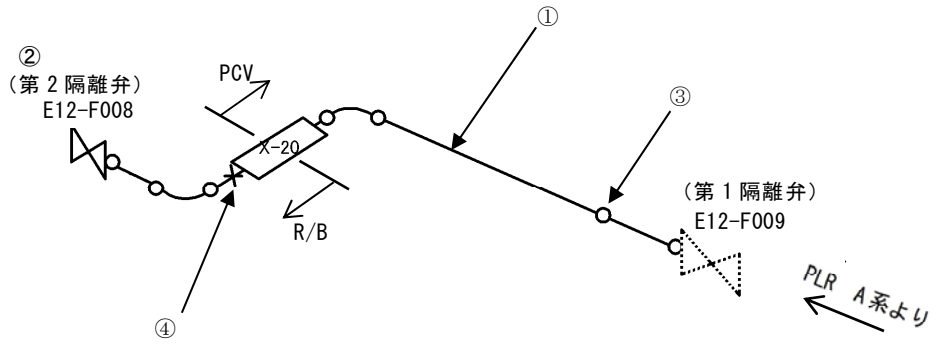
△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績を確認できないものが一部ある。

※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については，改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

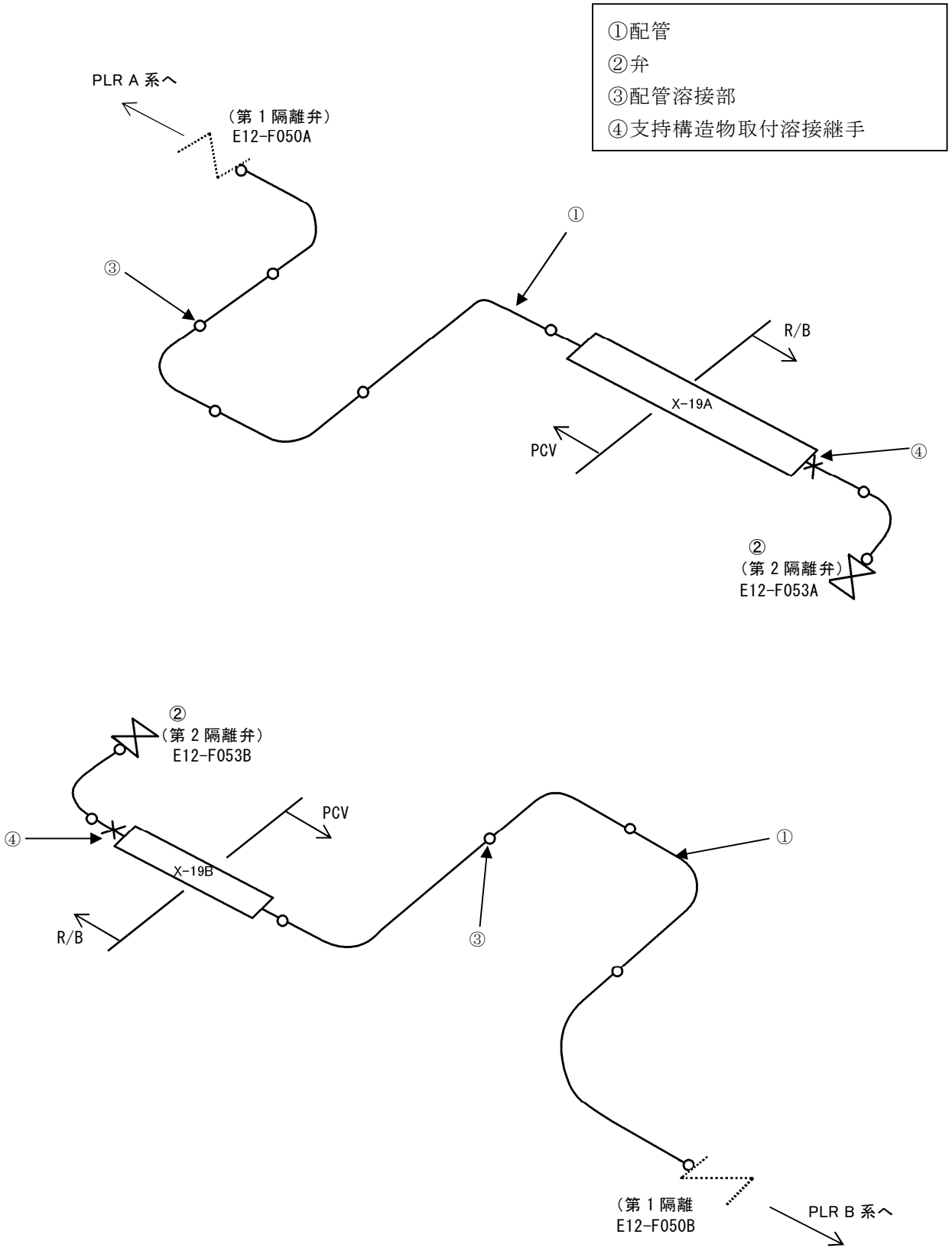
※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

※3：耐圧試験を実施している。また，ISI にて漏えい検査を実施している。（別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照）

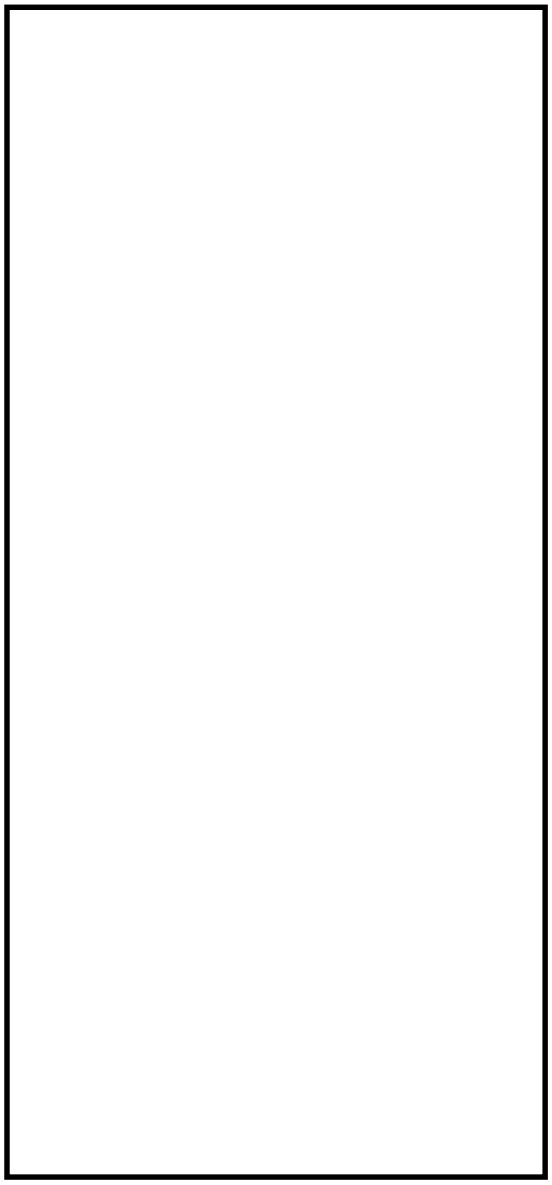
①配管
②弁
③配管溶接部
④支持構造物取付溶接継手



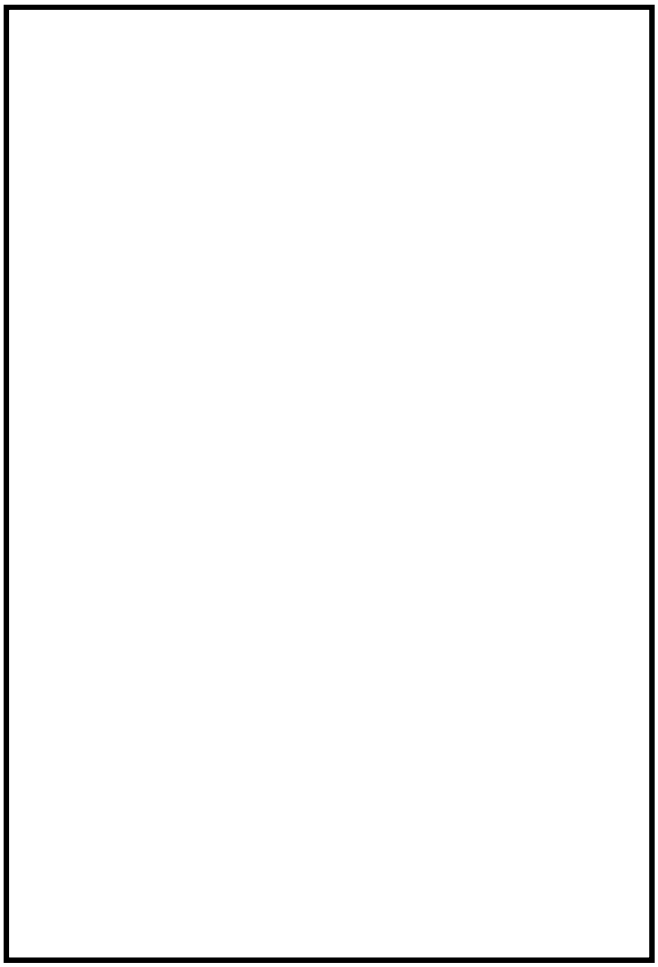
第 2-3 図　残留熱除去系停止時冷却系供給ライン



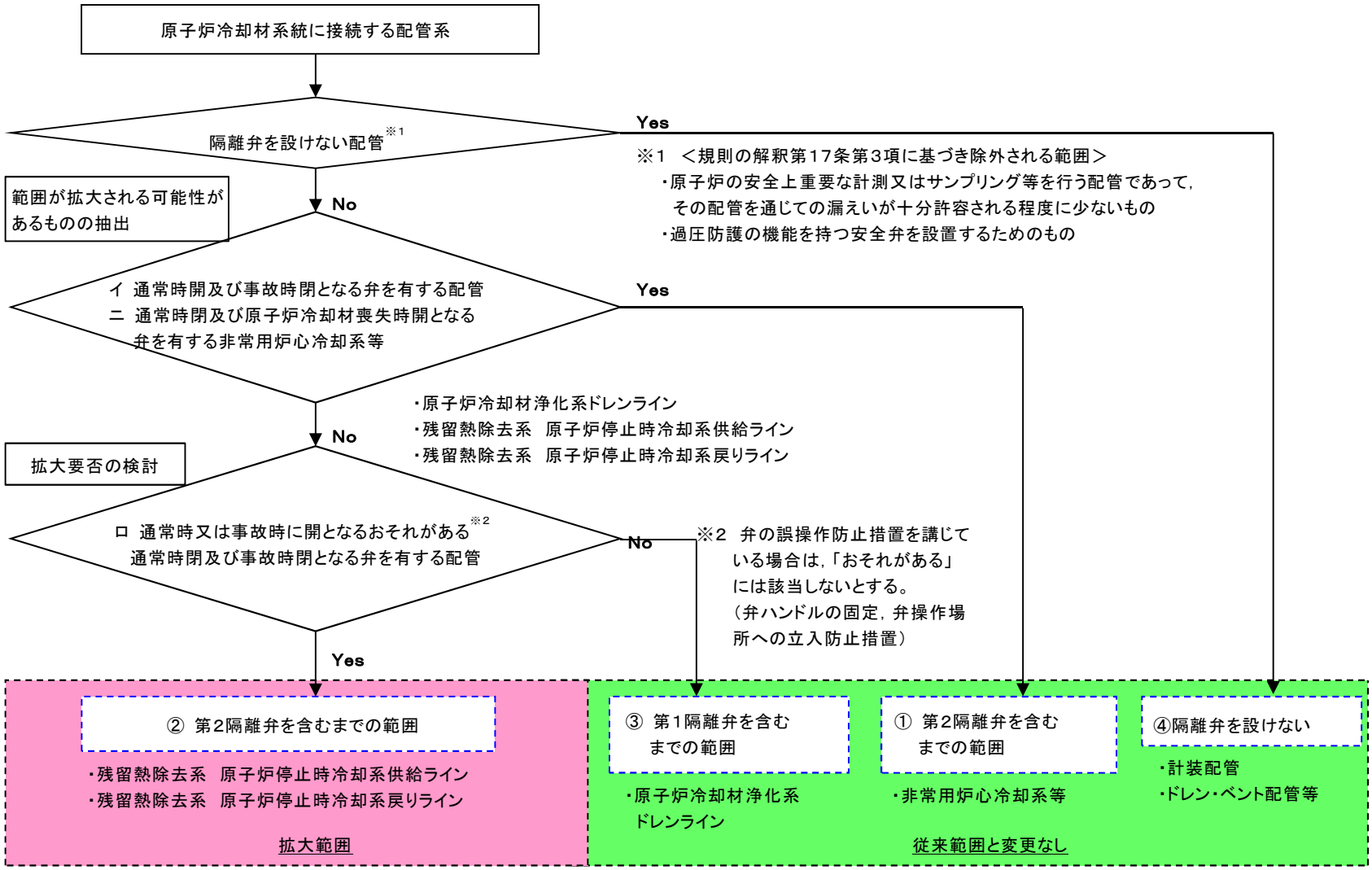
第 2-4 図　残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



第 2-5 図　配管の製造プロセスフロー図（例）

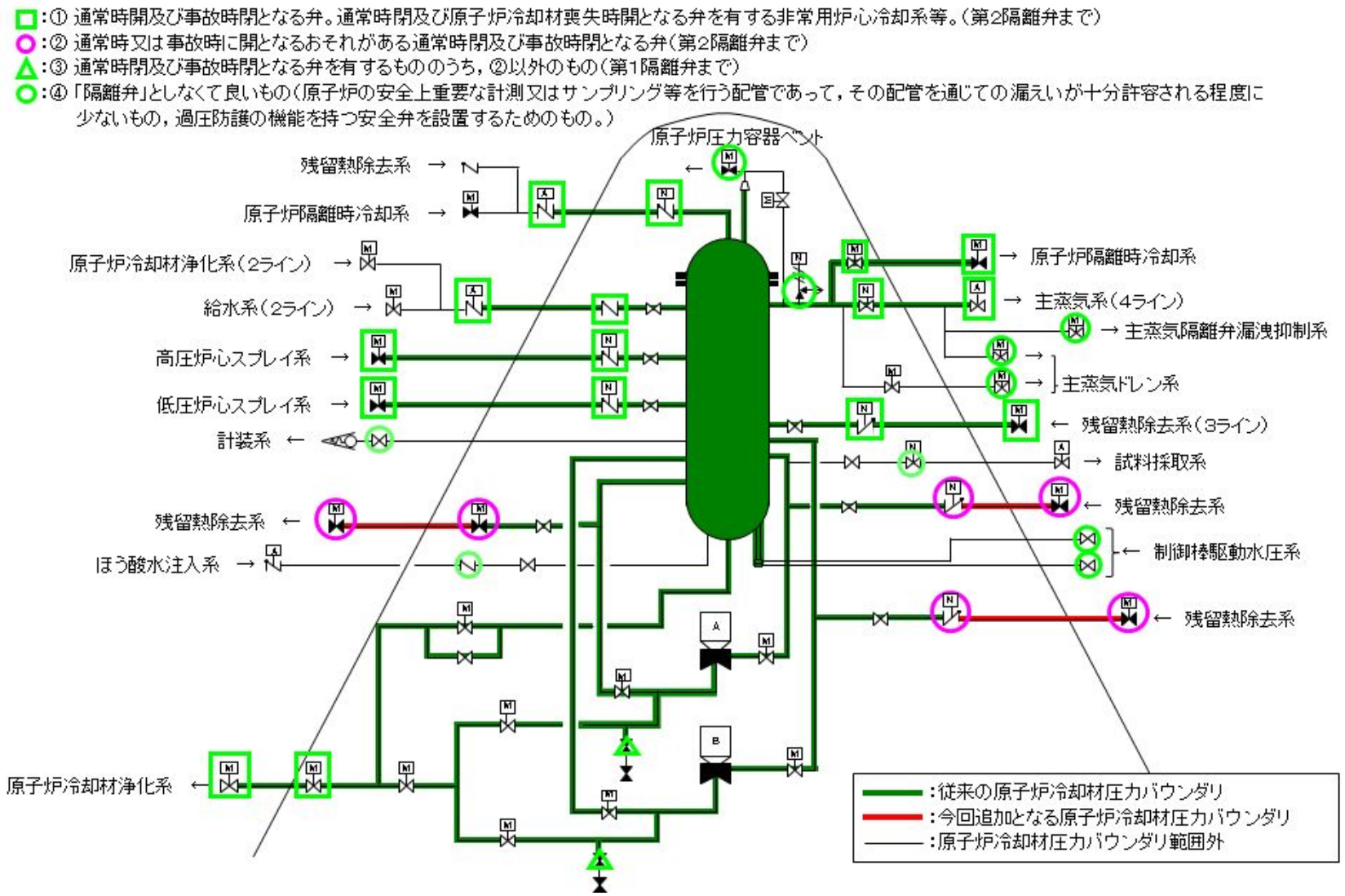


第 2-6 図　配管の据付プロセスフロー図



本フロー図に記載のイ，ロ，ニは，それぞれ「規則の解釈」における第 17 条第 1 項第 3 号　接続配管のイ，ロ，ニに該当する。

別 1-1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



別 2-1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

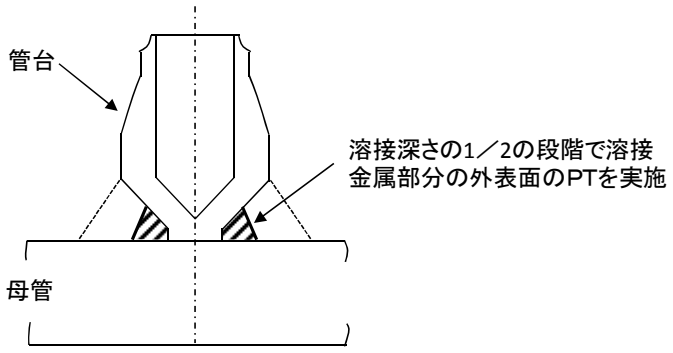
管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配管の管台と母管の溶接継手については，従前はクラス2機器であったため，クラス1機器の溶接時の検査として要求される1／2ＰＴ検査を実施していない。これに鑑み，当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

1. 1／2ＰＴ検査の方法及び検査目的

1／2ＰＴ検査とは，溶接深さの 2 分の 1 の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり，溶接深さの 2 分の 1 における溶接欠陥を検出することにより，最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施される。(別 3-1 図参照)

検出される欠陥としては，別 3-1 表に示すものがある。



別 3-1 図　1／2ＰＴ概念図

別 3-1 表　検出される欠陥の種類

想定欠陥	内　　容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又はその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後，溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻込み	溶接金属中又は母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

2.　想定される内在欠陥

別 3-1 表の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(1)　欠陥ごとに対する対策の観点

ａ．高温割れ，低温割れ

高温割れについては，その発生防止のため，ステンレス鋼の溶接金属には不純物（リン，硫黄）含有量を低減させるとともに，適切なデルタフェライトを含む成分設計としており，施工時においても高温割れ防止のため，溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから，高温割れが発生する可能性は低い。

また，低温割れについては，主に炭素鋼や低合金鋼にて発生が想定される欠陥であるため，当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては，低温割れの発生は無い。

b．スラグ巻込み，融合不良

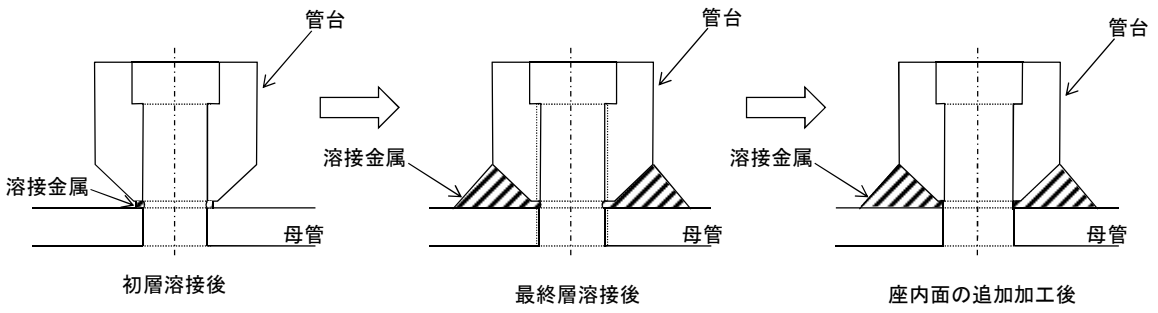
当該箇所は溶接検査対象であることから，第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施し，次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで，スラグ巻込み，融合不良が発生しないようにしている。また，溶接棒は吸湿により性能劣化となるため，適切に管理された溶接棒の選定をしており，施工法においてもクラス１と同等の要領であることから，スラグ巻込み，融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

(2) 施工上の観点

a．残留熱除去系停止時冷却系供給ライン（建設時）

当該箇所については，穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで，完全溶け込み溶接としている。また，最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部※が除去されることで，溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因
当該溶接部の開先形状は，初層部の開先が狭く，溶接棒の操作性が悪いため，溶接が困難。



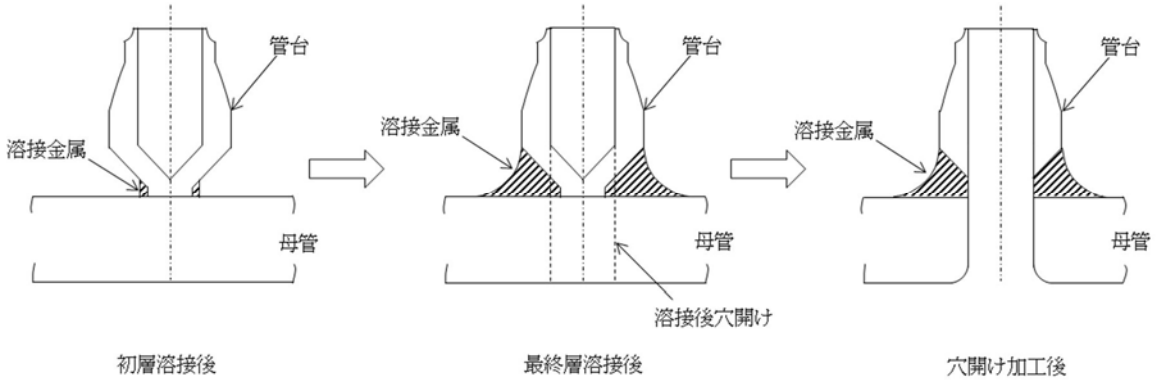
別 3-2 図　管台施工概略図

ｂ．残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

当該箇所については，管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから，溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部※は穴あけ切削時に除去されることで，溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

また，本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境，条件が確保される工場で実施しているため，欠陥発生リスクはさらに低減される。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因
当該溶接部の開先形状は，初層部の開先が狭く，溶接棒の操作性が悪いため，溶接が困難。



別 3-3 図　管台施工概略図

(3)　検査の観点

当該箇所は，溶接検査対象であることから，当時の法令に従い，適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。また，溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており，溶接施工に関する全ての作業は，都度適切に管理され，溶接の各段階における欠陥発生に対する予防措置が十分に講じられている。

当該溶接部は，溶接検査において1／2ＰＴ検査の前工程である材料検査，開先検査，溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに，後工程の最終層ＰＴ検査，耐圧・外観検査についても合格している。

また，当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことからも，1／2層位置でも同等の品質は得られていると考える。

別3-2表　欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	・高温割れの原因となる不純物（P，S）低減材の使用。 ・高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。 ・高温割れ防止の観点から，溶接時の収縮ひずみ緩和のため，層間温度の上限の管理を実施。	無
低温割れ	・低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。	無
スラグ巻込み	・多層盛りの層間でスラグ除去を実施。 ・国に認可された溶接士がクラス1機器と同等の要領で施工している。	無
融合不良	・開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。	無

	・国に認可された溶接士がクラス１機器と同等の要領で施工している。 ・作業性の観点から，適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。	

別 3-2 表の検討結果に示すように，当該箇所において，想定される内在欠陥の発生の可能性は考え難い。

なお，ニューシアにより過去にＢＷＲプラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに，継続的にニューシア情報を確認しているが，内在欠陥を起点とした損傷の情報は，確認されておらず，可能性は極めて小さいと考える。

3. 1／2ＰＴ検査の代替検査の可否

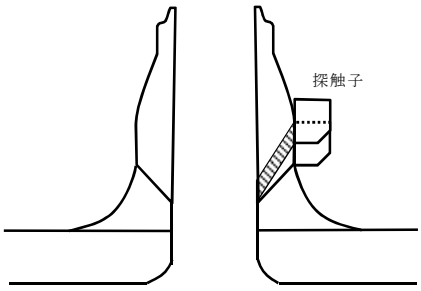
原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径管の管台と母管の溶接継手については，1／2ＰＴ検査を実施していないが，代替検査としてＵＴ検査（超音波探傷試験による体積検査），ＲＴ検査（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

(1) ＵＴ検査

以下の理由により，ＵＴ検査では探傷できない。

・当該溶接部は管台溶接部であり，管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合，溶接部に超音波がほとんど入らない。

・母管内面側からの探傷は，既に当該配管が発電所に据え付けられているため，探触子をアクセスさせることができず，探傷できない。

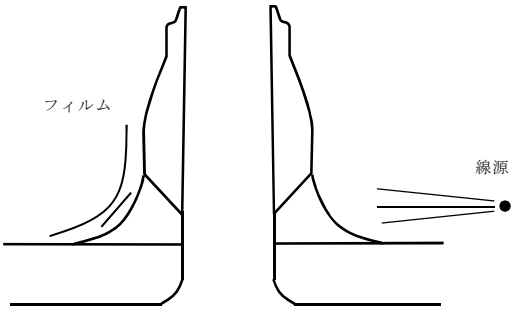


別 3-4 図　ＵＴ検査概略図

(2)　ＲＴ検査

ＲＴ検査では，試験部の放射線の透過厚さが均一であり，フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ，試験部に隙間なく設置することで，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影をすることができる。これを満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると別 3-5 図のとおりとなる。

しかし，この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく，また，フィルムは狭隘形状のために試験部に隙間なく設置することができず，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影ができないため，適切なＲＴ検査を実施することはできない。



別 3-5 図　ＲＴ検査概略図

4.　劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて，使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表　劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	・設計対策※を実施しており，有意な振動及び圧力過渡は受けない。 ・多層盛りの溶接部であり，初層部は除去されているため，応力は内面側が低く，外面側が高いと考えられる。 ・よって，発生の可能性は極めて低いが，劣化モードを想定するならば，外面からの疲労が想定される。	低 （外面から）
ＳＣＣ	・プラント運転中は流れがなく，温度も低い。また，使用時間も短いことからＳＣＣの感受性は低く，発生は考えがたい。	無
全面腐食	・耐食性に優れたステンレス鋼のため，発生は考え難い。	無
減肉	・プラント運転中は流れがなく，耐食性に優れたステンレス鋼のため，発生は考え難い。	無

※：　・当該部は，母管からの分岐以降，組合せ３方向でサポートされている範囲であり，振動の影響を受けない。

・プラント運転中，当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため，原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。

別 3-3 表に示すように，当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし，当該ラインは，プラント運転中は隔離されており，出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧，低温の環境条件に限られることから，損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

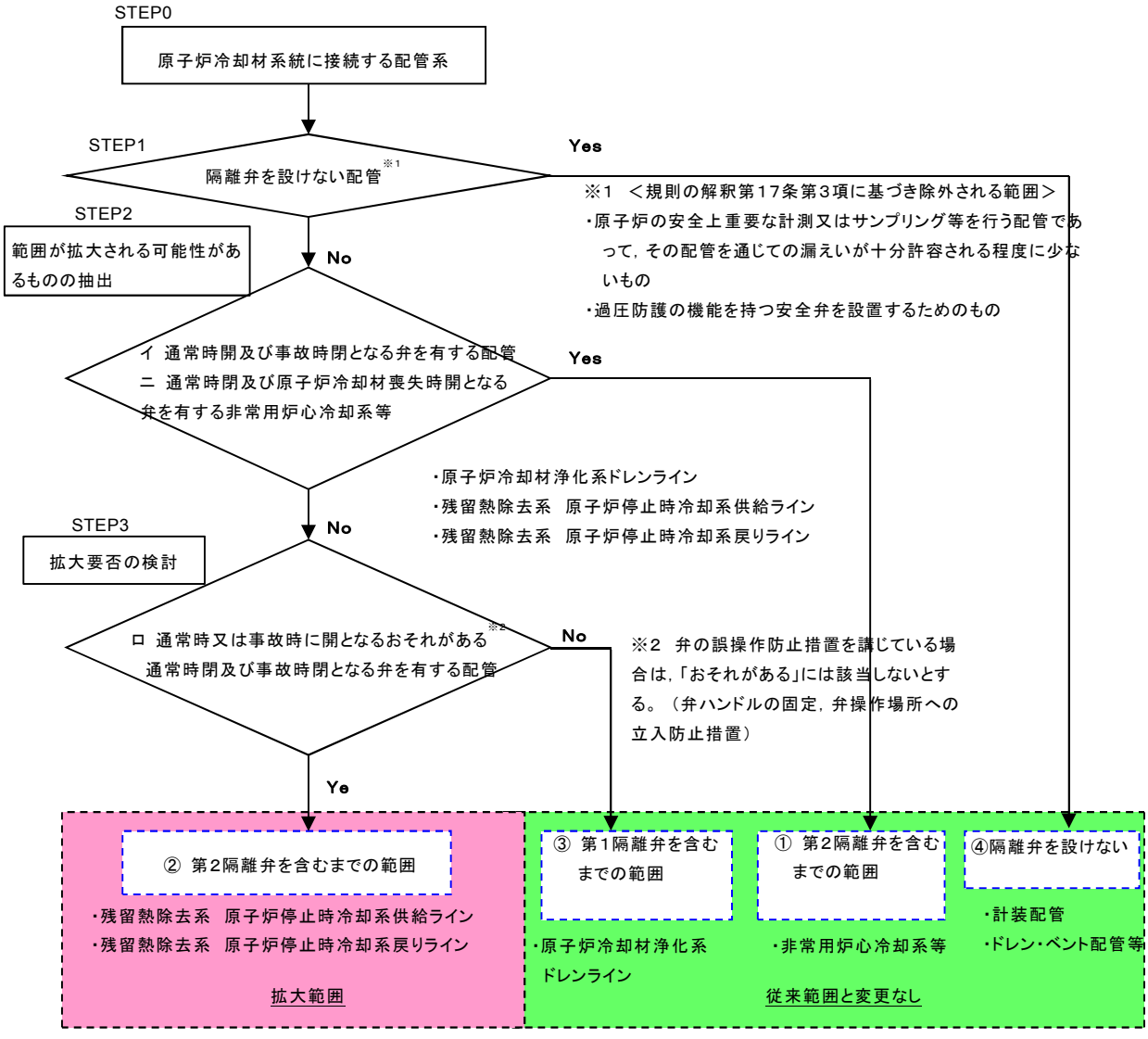
5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より，当該箇所の健全性は確保されているとともに，損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については，維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100%／1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であると考える。

また，当該箇所はこれまでもクラス 1 機器供用期間中検査に組込み，漏えい検査を実施しており，異常は認められていない。

別紙 4

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ，ロ，ニは，それぞれ「規則の解釈」における第 17 条第 1 項第 3 号 接続配管のイ，ロ，ニに該当する。

【抽出プロセス】

STEP0（母集団の確認）

・原子炉圧力容器全体構造図を用いて，原子炉圧力容器のノズルを抽出する。

・配管計装線図を用いて，ノズルに接続されている配管を抽出する。

・第 2 隔離弁までの範囲について，要求される機能，配管口径，内部流体を確認する。

STEP1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第 17 条第 3 項に基づき除外される範囲）の抽出）

・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって，その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの，過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

※　その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは，液相で 36.7mm 以下，気相で 73.4mm 以下の配管を指す。（別紙 5 参照）

STEP2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）

・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3（拡大要否の検討）

・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※　弁の誤操作防止措置を講じている場合は，「おそれがある」には該当しないとし，第 1 隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2　誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について参照）。

別紙 5

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

東海第二発電所において，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1) 前提条件

ａ．原子炉は通常運転状態とする。

ｂ．原子炉圧力容器の水位は一定とする。

ｃ．制御棒駆動水圧系からの補給水流量は，3.5L／sec であり，常温における補給水量は，209.6kg／min となる。

ｄ．原子炉隔離時冷却系の補給水流量は，37.9L／sec であり，常温における補給水量は，2269.9kg／min となる。

ｅ．給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

(2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture”に基づき算出する。

$$A_{max} = \frac{W}{G}$$

A_{max} ：最大破断断面積

W ：補給水量

G ：臨界質量速度

（液相）2,343,681kg／min-m^2

（気相） 585,920kg／min-m^2

$$D_{max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{max}}{\pi}}$$

D_{max} ：最大破断直径

(3) 算出結果

(1)，(2)より，小口径配管が破断した場合でも原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

この結果から，小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は，設計上の余裕をみて液相，気相それぞれ 25A，50A を最大としている。

別 5-1 表　原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
破断断面積（mm^2）	1,057	4,231
最大破断直径（mm）	36.7	73.4
原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

別紙 6

差圧検出管・ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

差圧検出管・ほう酸水注入系配管の配管口径は 40A であり原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径（液相 25A）よりは大きい。しかしながら，原子炉圧力容器外で破断した場合であっても，その漏えい量は，制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。

その考え方を以下に示す。

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

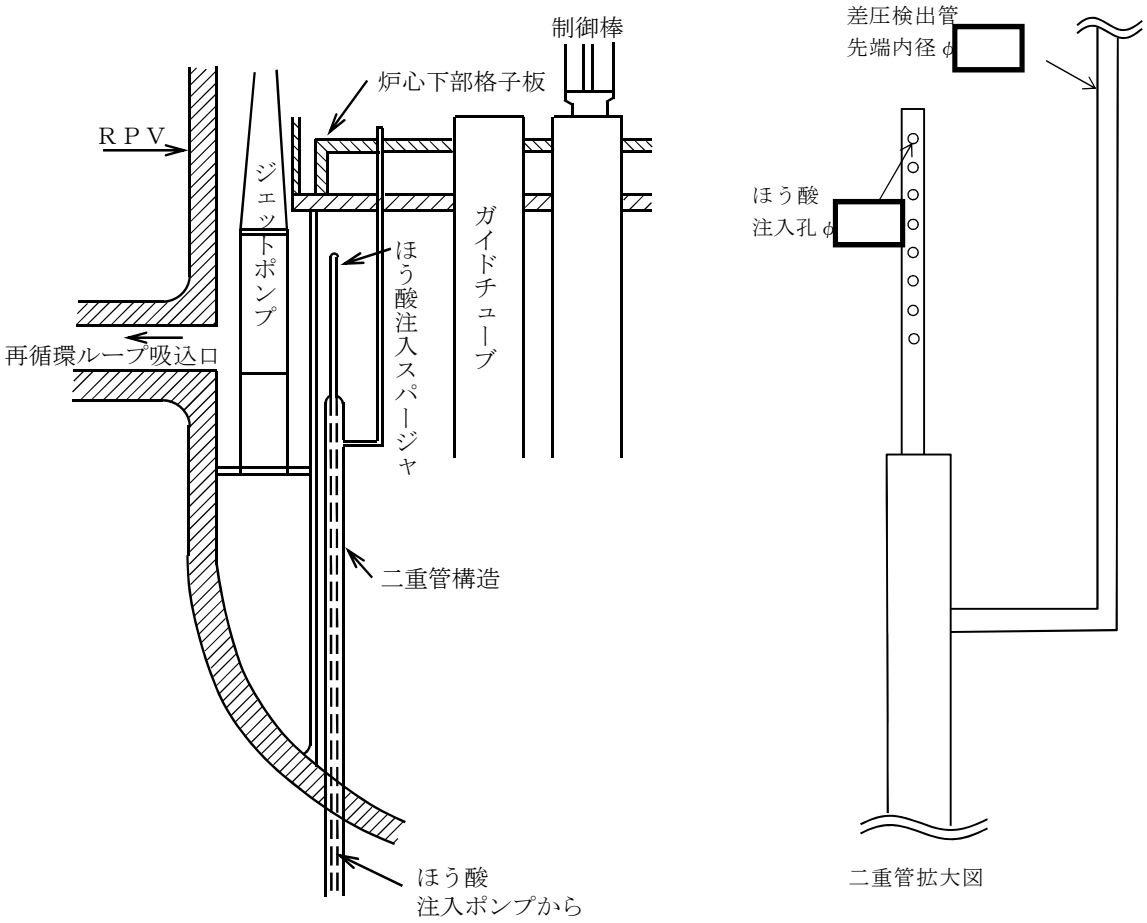
差圧検出管・ほう酸水注入管は，２重管構造となっており，差圧検出機能及びほう酸水注入機能を有している。本配管は，原子炉圧力容器内で，ほう酸注入スパージャ及び差圧検出管に分岐される。

ほう酸注入スパージャには，直径 [redacted] m の注入孔が [redacted] 箇所に設けられており，ほう酸水注入ポンプで加圧されたほう酸水はそれぞれの注入孔から原子炉内に注入される。

差圧検出管は，２重管から分岐後，先端は原子炉圧力容器内部で開放されており，原子炉圧力容器内の圧力を検出することができる。差圧検出管の先端内径は [redacted] mm である。

２．差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合の原子炉冷却材の流出

原子炉圧力容器の外側で差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合，原子炉冷却材は，ほう酸注入スパージャのほう酸注入孔及び差圧検出管の先端を逆流し，原子炉圧力容器の外側の破断口から漏えいする。したがって，原子炉圧力容器内の開口面積（ほう酸水注入孔及び差圧検出管の先端部の面積の合計）が，原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積より小さければ，差圧検出管・ほう酸注入管の破断口からの原子炉冷却材の漏えい量は，制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないと考えられ，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。



別 6-1 図　差圧検出管・ほう酸水注入管　概要図

３．評価結果

差圧検出管・ほう酸注入管配管の原子炉圧力容器内の開口面積を別 6-1 表に示す。

差圧検出管・ほう酸注入管の原子炉圧力容器内の開口面積は，原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積よりも小さいことから，原子炉圧力容器外でほう酸水注入系配管が破断した場合であっても破断口からの漏えい量は，制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため，ほう酸水注入系配管（40A）は原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表　差圧検出管・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口面積

No	項目	面積（mm^2）
1	ほう酸水注入孔：	
2	差圧検出管の先端：	
3	No.1 と No.2 の合計	
4	原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積	
大小関係	No.3＜No.4	

別紙７

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されているフェライト系鋼に対する管理について

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については，第１７条第１項第３号において，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう，十分な破壊じん性を有するものとすることが要求されている。東海第二発電所においては，フェライト系鋼の脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するため，建設当時から告示５０１号等の技術基準の要求に従って，以下の管理を実施してきている。

○使用材料管理

適用規格基準：告示５０１号（昭和４５年）

管理事項　　：・材料の選定

・破壊靭性試験の実施

・素材段階での非破壊検査（体積検査、表面検査）の実施

○使用圧力・温度制限

適用規格基準：ＪＥＡＣ４２０６（１９７３）原子力発電所用機器の最低使用温度の確認試験方法

管理事項　　：・耐圧漏えい試験時の試験温度の制限

○使用期間中の監視

適用規格基準：ＪＥＡＣ４２０５（１９７３）軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査

ＪＥＡＣ４２０１（１９７０）原子炉構造材の監視試験方法

管理事項　　：・供用期間中検査での欠陥発生有無の確認

・監視試験による脆性遷移温度の管理（原子炉圧力容器）

以上

別添１

東海第二発電所

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ

（設置許可基準規則　第 17 条）
一　通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとすること。
二　原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとすること。
三　通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう，十分な破壊じん性を有するものとすること。
四　原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとすること。
（技術基準規則　第 14 条）安全設備
２　安全設備は，設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において，その機能を発揮することができるよう，施設しなければならない。
（技術基準規則　第 15 条）設計基準対象施設の機能
３　設計基準対象施設は，通常運転時において容器，配管，ポンプ，弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は，流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。
（技術基準規則　第 17 条）材料及び構造
一　クラス１機器及びクラス１支持構造物に使用する材料は，次に定めるところによること。
八　クラス１機器及びクラス１支持構造物の構造及び強度は，次に定めるところによること。
十五　クラス１容器，クラス１管，クラス２容器，クラス２管，クラス３容器，クラス３管，クラス４管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は，次に定めるところによること。
（技術基準規則　第 18 条）使用中の亀裂等による破壊の防止
２　使用中のクラス１機器の耐圧部分には，その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。
（技術基準規則　第 19 条）流体振動等による損傷の防止
燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物，熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器，管，ポンプ及び弁は，一次冷却材又は二次冷却材の循環，沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。
（技術基準規則　第 27 条）原子炉冷却材圧力バウンダリ
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。
（技術基準規則　第 28 条）原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等
２　発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。

（設置許可基準規則　第 17 条，技術基準規則　第 27 条　第 28 条）
一　変更なし　従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度，材料である。また，強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。
二　変更なし　隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁を含む範囲までに変更した。
三　変更なし　十分な破壊靭性を有するオーステナイト系ステンレス鋼，又は強度評価において，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において，瞬間的破壊が生じないことを確認している。
四　変更なし　各種測定装置等を設けており，異常を検出した場合は，中央制御室に警報を発するよう設計している。なお，原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について，漏えいを検出する方法に変更はない。

○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出
規則の解釈に基づき，従来は原子炉側から見て第１隔離弁までの範囲としていたものが第２隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか，原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。
その結果，範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。
①原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンライン
②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン
このうち，①については既に施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり，弁の誤操作防止措置を講じていることから，バウンダリの範囲は拡大されない。また，②，③については，通常運転時に当該系統を使用する場合には，隔離弁を開とすることがあることから，バウンダリ拡大範囲とする。

（技術基準規則　第 14 条）2
（技術基準規則　第 15 条）3
（技術基準規則　第 17 条）一，八，十五
（技術基準規則　第 18 条）2
（技術基準規則　第 19 条）
上記，技術基準規則各条文については，変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり，設備改良を伴わないことから変更はない。

評価ＯＫ

保
○弁の施錠管理（①）
原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンラインについては，通常時又は事故時に開となるおそれがないよう施錠管理による弁ハンドルのロックを実施する。

工
○バウンダリ範囲の拡大（②，③）
残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインについては，第１隔離弁から第２隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

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

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

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区　分	運用対策等
第１７条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	施錠管理	運用・手順	－
		体制	－
		保守・点検	・原子炉再循環系ＣＵＷ入口ドレンラインの第１隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系ＣＵＷ入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系ＣＵＷ入口ドレン弁）は，通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理を適切に実施する。
		教育・訓練	－

東海第二発電所

安全保護回路

第 24 条　安全保護回路

＜目　次＞

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

(2)　安全設計方針

(3)　適合性説明

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　安全保護回路

2.1　安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

2.2　安全保護回路の概要

2.3　安全保護回路の物理的分離対策

2.4　外部からの不正アクセス行為防止について

2.5　想定脅威に対する対策について

2.6　物理的分離及び電気的分離について

別紙 1　安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2　今回の設置許可申請に関し，安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3　安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4　ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙５　安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙６　安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙７　安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

別紙８　安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

3.　運用，手順説明資料

（別添資料）安全保護回路

＜概　要＞

1.において，設計基準事故対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2.において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3.において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1表）

第 1.1 表　設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条　要求事項

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	技術基準規則 第 35 条（安全保護装置）	備　考
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には，安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。	変更なし
一　運転時の異常な過渡変化が発生する場合において，その異常な状態を検知し，及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとすること。	一　運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において，原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。	変更なし
二　設計基準事故が発生する場合において，その異常な状態を検知し，原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとすること。	—	変更なし
三　安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保するものとすること。	二　系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保すること。	変更なし
四　安全保護回路を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとすること。	三　系統を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。	変更なし

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	技術基準規則 第 35 条（安全保護装置）	備　考
五　駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとすること。	四　駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
六　不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。	五　不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。	追加要求事項
七　計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離されたものとすること。	六　計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七　発電用原子炉の運転中に，その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。	変更なし
—	八　運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

1.2.　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

ａ．設計基準対象施設

(s)　安全保護回路

安全保護回路は，運転時の異常な過渡変化が発生する場合において，その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに，設計基準事故が発生する場合において，その異常な状態を検知し，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，不正アク

セス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに，ソフトウェアは設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37,38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42,43）】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

ヘ　計測制御系統施設の構造及び設備

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため，中性子束を測定する炉内核計装設備と水位，圧力，再循環流量等を測定する計装設備，安全保護回路及び制御設備を設ける。また，通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために，圧力制御装置を設ける。

発電用原子炉の出力制御は，再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の 2 方式により行われる。

(1)　計　　装

（ｉ）　核計装の種類

中性子束は以下のように2つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び　　8チャンネル
　　キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装　　172 チャンネル

（ⅱ） その他の主要な計装の種類

原子炉水位，原子炉圧力，再循環流量，給水流量，蒸気流量，制御棒位置，制御棒駆動用冷却材圧力等の計装装置を設ける。

(2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は，「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37,38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）
(2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42,43）】

（ⅰ） 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は，次に示す条件により発電用原子炉をスクラムさせるため，2つの独立のチャンネルが設けられ，これらの同時動作によって発電用原子炉をスクラムさせる。

ａ．原子炉圧力高

ｂ．原子炉水位低

ｃ．ドライウェル圧力高

ｄ．原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）

ｅ．中性子束高（起動及び平均出力領域計装）

ｆ．中性子束低（平均出力領域計装）

ｇ．中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）

ｈ．スクラム水排出容器水位高

ｉ．主蒸気隔離弁閉

ｊ．主蒸気管放射能高

ｋ．主蒸気止め弁閉

ｌ．蒸気加減弁急速閉

ｍ．地震加速度大

ｎ．原子炉モード・スイッチ「停止」

ｏ．手　　動

なお，原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

（ⅱ） その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には，次のものを設ける。

ａ．原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

ｂ．ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

ｃ．原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動

ｄ．原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

ｅ．原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

ｆ．原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

ａ．原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(2)　安全設計方針

1.1.3　安全保護系の設計方針

反応度制御系（制御棒）及び工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は，多重性と独立性を有する設計とし，実際に起こると考えられる，いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないような設計とする。また，安全保護系は系の遮断，駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-37,38）（2.2：P24 条-39）（2.3：P24 条-40）（2.4：P24 条-41）（2.5：P24 条-42）（2.6：P24 条-42,43）】

(3)　適合性説明

（安全保護回路）

第二十四条　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一　運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとすること。

二　設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとすること。

三　安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとすること。

四　安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとすること。

五　駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとすること。

六　不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。

七　計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護

機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとすること。

適合のための設計方針

第１項第１号について

(1)　安全保護系は，運転時の異常な過渡変化時に，中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し，原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ，燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

(2)　安全保護系は，偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも，燃料要素の許容損傷限界を超えないよう，中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより発電用原子炉を停止できる設計とする。

第１項第２号について

安全保護系は，設計基準事故時に異常状態を検知し，原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また，自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖，非常用炉心冷却系の起動，原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

(1)　発電用原子炉は，下記の条件の場合にスクラムする。

ａ．原子炉圧力高

ｂ．原子炉水位低

ｃ．ドライウェル圧力高

ｄ．原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）

ｅ．中性子束高（起動及び平均出力領域計装）

ｆ．中性子束低（平均出力領域計装）

ｇ．中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）

ｈ．スクラム水排出容器水位高

ｉ．主蒸気隔離弁閉

ｊ．主蒸気管放射能高

ｋ．主蒸気止め弁閉

ｌ．蒸気加減弁急速閉

ｍ．地震加速度大

ｎ．原子炉モード・スイッチ「停止」

ｏ．手　　動

(2)　その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には，次のようなものを設ける設計とする。

ａ．原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

ｂ．ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

ｃ．原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動

ｄ．原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

ｅ．原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

ｆ．原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

ａ．原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

第１項第３号について

安全保護系は，十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し，機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても，安全保護機能を失わないように，多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路は，検出器，トリップ接点，論理回路，主トリップ継電器等で構成し，基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため，原子炉緊急停止系作動回路は，運転中すべて励磁状態であり，電源の喪失，継電器の断線及び検出器を取り外した場合，回路が無励磁状態で，チャンネル・トリップになるようにする。

したがって，これらの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても，その安全保護機能を維持できる。

核計装系は，安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち，運転中でもバイパスして保守，調整及び校正できる。

したがって，これが故障の場合，故障チャンネルはバイパスし，残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

(2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む）は，多重性をもった構成とする。

したがって，これらの単一故障，使用状態からの単一の取外しを行った場合においても，その安全保護機能を維持できる。

第１項第４号について

安全保護系は，その系統を構成するチャンネル相互が分離され，また計測制御系

からも原則として分離し，独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

(1) 原子炉格納容器を貫通する計装配管は，物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。

(2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは，独立に中央制御室の各盤に導く。

各トリップチャンネルの論理回路は，盤内で独立して設ける。

(3) 原子炉緊急停止系作動回路の電源は，分離・独立した母線から供給する。

第１項第５号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は，フェイル・セイフの設計とするか，又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし，この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セイフとなるものの主要なものをあげると以下のとおりである。

(1) 電源喪失

ａ．スクラム

ｂ．主蒸気隔離弁閉

ｃ．格納容器ベント弁閉

(2) 計器用空気喪失

ａ．スクラム

ｂ．格納容器ベント弁閉

また，主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合，駆動源である電源の喪失時には，系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他，火災，浸水等不利な状況が発生した場合でも，この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性，独立性を持つことで発電用原

子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第１項第６号について

安全保護系のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，これが収納された盤の施錠等により，ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに，外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置（片方向のみの通信を許可する装置）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離するとともに，固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境等によりウイルス等の侵入を防止することでソフトウェアの内部管理の強化を図り，外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また，「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008），又は米国Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用するとともに，発電所での出入管理による物理的アクセスの制限並びに設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理により，不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-37,38）（2.2：P24条-39）（2.3：P24条-40）（2.4：P24条-41）（2.5：P24条-42）（2.6：P24条-42,43）】

第１項第７号について

安全保護系と計測制御系とは，電源，検出器，ケーブル・ルート及び原子炉格納

容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

安全保護系は，原子炉水位及び原子炉圧力を検出する計装配管ヘッダの一部を計測制御系と共用すること及び核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等，計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護系の計装配管として設計する。

また，核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

6.　計測制御系統施設

6.3　原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1　概　　要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため，核計装のほかに，発電用原子炉施設の重要な部分には，すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は，温度，圧力，流量，水位等を測定及び指示するものであるが，一部を除き必要な指示及び記録計器は，すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉圧力容器計装，再循環回路計装，原子炉給水系及び蒸気系計装，制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視す

るために必要なパラメータは，設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2　設計方針

(1)　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは，予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。

(2)　設計基準事故時において，事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるようにプロセス計装を設ける設計とする。

(3)　安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は，「6.6　安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。

(4)　原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合，その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。

(5)　安全確保上最も重要な原子炉停止，炉心冷却及び放射能閉じ込めの３つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束，原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は，設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるように当該記録が保存できる設計とする。

6.3.3　主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第6.3－1表に示す。

6.3.4　主要設備

(1)　原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は，水位，圧力，容器胴部の

温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は，連続的に測定され，指示及び記録される。原子炉水位低又は水位高で警報を出す。原子炉水位低下が更に大きい場合には，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるとともに再循環系ポンプをトリップする信号を出す。また，原子炉水位上昇が更に大きい場合にはタービン・トリップを行わせるための信号を出す（第6.3－1図参照）。

原子炉圧力は圧力検出器で測定され，指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され，記録される。この記録を基にして，原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは，2個のOリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが，ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され，圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では，再循環流量，冷却材温度，ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環系ポンプについては，シール漏えい量，冷却水流量及び温度が計測され，シール漏えい流量高及び低，並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は，フロー・ノズルによって連続的に測定され，指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後，三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか，給水温度，タービン第一段圧力などが測定され，指示及び記録され

る。

(4)　制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は，駆動冷却材の供給系，通常の駆動水圧系，水圧制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器，並びに制御棒位置指示に対して，それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では，駆動ポンプ出口圧力，フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水圧系では，発電用原子炉と駆動水圧系との差圧，駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

水圧制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器系では，アキュムレータ窒素圧力，アキュムレータの漏えい水量，スクラム水排出容器水位等が計測され，アキュムレータの圧力低と水位高，スクラム水排出容器の水位高で警報が出される。スクラム水排出容器の水位が更に高くなれば，発電用原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は，駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5)　原子炉格納容器内雰囲気計装

原子炉格納容器（以下 6. では「格納容器」という。）について計測する主要な項目は，格納容器内の圧力，温度，湿度，水素濃度，酸素濃度及び放射線レベルである。

格納容器内の圧力，温度及び酸素濃度は，連続的に測定し，指示又は記録する。また，冷却材喪失事故後の格納容器内の圧力，温度，水素濃度，酸素濃度，放射線レベル等も測定し，記録する。その他，ドライウェルの湿度並びにサプレッション・チェンバのプール水位及び水温も連続的に測定し，指示又は記録する。

ドライウェル圧力高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。ドライウェル圧力の上昇が更に大きい場合には，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるための信号を出す（第6.6－3図及び第6.6－5図参照）。

サプレッション・チェンバでは，プール水位低，プール水位高，プール水温高，水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。

(6) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは，格納容器床ドレン流量，格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約3.8L／minの漏えいを1時間以内に検出できるようにする。測定値は，指示するとともに，原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ほう酸水注入系では，ほう酸水貯蔵タンク水位，ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され，タンク水位低，ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評　　価

(1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲

内で監視することができる設計としている。

(2) 原子炉プラント・プロセス計装は，設計基準事故時において，事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。

(3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は，「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。

(4) 原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合，その漏えいを検出することができる設計としている。

6.6 安全保護系

6.6.1 概　　要

安全保護系は，発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合，あるいはこのような事態の発生が予想される場合には，発電用原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能，その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む）を有する。また，安全保護系を構成するチャンネルは，各チャンネル相互を可能な限り，物理的，電気的に分離し，独立性を持たせるように設計するとともに，原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.6.2 設計方針

(1) 安全保護系は，運転時の異常な過渡変化時に，その異常状態を検知し，原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。

(2) 安全保護系は，偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。

(3) 安全保護系は，設計基準事故時にあっては，直ちにこれを検知し，原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。

(4)　安全保護系は，多重性及び電気的・物理的な独立性を有する設計とし，機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても，その安全保護機能が妨げられないようにする。

(5)　安全保護系は，系統の遮断，駆動源の喪失においても，安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。

(6)　安全保護系は，計測制御系とは極力分離し，部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。

(7)　安全保護系は，通常運転中においても，定期的に機能試験を行うことができるようにする。

(8)　安全保護系は，監視装置，警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。

(9)　安全保護系は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-37,38）（2.2：P24 条-39）（2.3：P24 条-40）（2.4：P24 条-41）（2.5：P24 条-42）（2.6：P24 条-42,43)】

6.6.3　主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備の仕様を第 6.6－1 表，第 6.6－1 図及び第 6.6－3 図に，その他の主要な安全保護系の仕様を第 6.6－2 表，第 6.6－4 図及び第 6.6－5 図に示す。

6.6.4　主要設備

(1)　原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は，第 6.6－1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャ

ンネルには，1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり，いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし，両チャンネルの同時のトリップに対して，発電用原子炉がスクラムされるようになっている。

発電用原子炉は，下記の条件の場合にスクラムされる。

ａ．原子炉圧力高

ｂ．原子炉水位低

ｃ．ドライウェル圧力高

ｄ．原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）

ｅ．中性子束高（起動及び平均出力領域計装）

ｆ．中性子束低（平均出力領域計装）

ｇ．中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）

ｈ．スクラム水排出容器水位高

ｉ．主蒸気隔離弁閉

ｊ．主蒸気管放射能高

ｋ．主蒸気止め弁閉

ｌ．蒸気加減弁急速閉

ｍ．地震加速度大

ｎ．原子炉モード・スイッチ「停止」

ｏ．手　　動

検出器の形式，配置場所及びスクラム設定値は，第6.6－1表に示すとおりである。

この他，原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

なお，原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

(a) 「停止」このモードでは，スクラム信号が出され，全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa［gage］以下のときには自動的にバイパスされ，スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。

(b) 「燃料取替」このモードではスクラム回路は動作状態にあるが，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa［gage］以下のときは自動的にバイパスされる。さらに，スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが，この場合には制御棒を引き抜くことはできない。

(c) 「起動」このモードは発電用原子炉を起動し，最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また，主蒸気隔離弁が閉で，かつタービン補機が動作している状態で，発電用原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa［gage］以下のときには自動的にバイパスされる。

(d) 「運転」このモードでは，バイパスはすべて解除され，運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で，個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には，次のようなものを設ける。

a．原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

b．ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号

による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

ｃ．原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動

ｄ．原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

ｅ．原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

ｆ．原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

ａ．原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セイフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セイフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第6.6－1図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属して

いる論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は，各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで，継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも，スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には，別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には，ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は，3方向形で，各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して，2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は，スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって，弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば，スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き，制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは，2チャンネルに接続されるので，両チャンネルがトリップすれば，発電用原子炉はスクラムされるが，単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止系統の試験は，一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって，原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって，スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4)　リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば，ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには，手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって，運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり，また，運転監視装置が，各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5)　後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合，制御棒が確実に挿入されるように，計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて，通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって，2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には，後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は，通常の挿入時間より長いが発電用原子炉を停止させる場合，1本の制御棒の挿入が遅れても，他の制御棒が挿入できれば十分なので，たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6)　原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は，第6.6－2図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは，原子炉保護系用M－G装置（はずみ車付）に接続されていて，各電動機は所内電気系の別々の480V交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギが大きいので，瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

原子炉保護系用M－G装置（はずみ車付）を保守のため取り外すことができるように，バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.6.5　試験検査

(1)　原子炉緊急停止系は，原則として原子炉運転中でも次の試験ができ，定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

ａ．手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

ｂ．自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごとの鍵付

テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

ｃ．検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確認

ｄ．制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する１組又は１本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうちｂ．及びｃ．の試験により，各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

(2)　工学的安全施設作動回路は，原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器含む）の試験を行うことができ，定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお，論理回路を含む全系統の試験については，原子炉停止時に行うことができる。

6.6.6　手順等

安全保護系に関して，以下の内容を含む手順等を定め，適切な管理を行う。

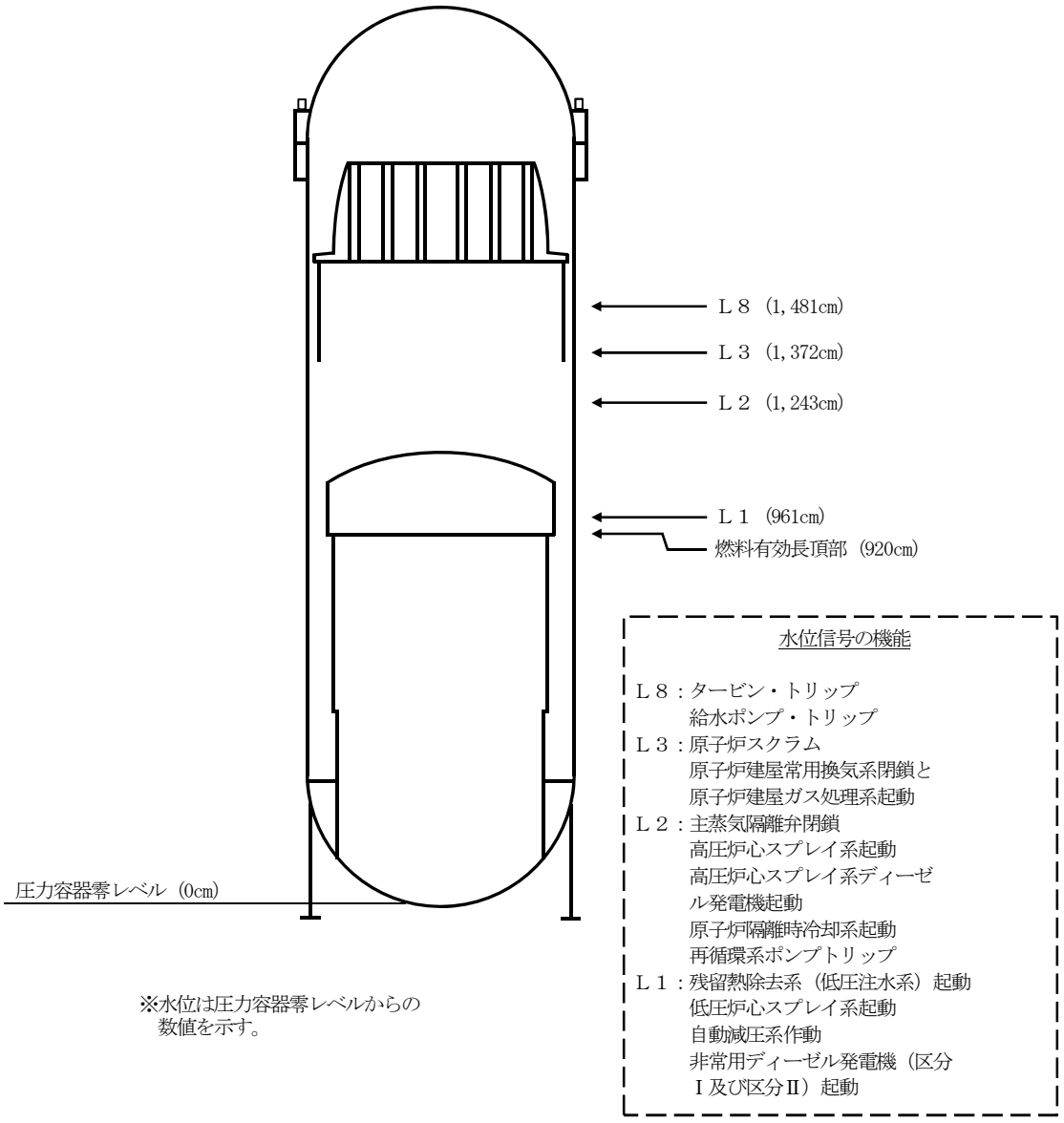
(1)　安全保護回路を有する制御盤については，施錠管理方法を定め，運用する。

(2)　発電所の出入管理方法については，「1.1.1.5　人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

(3)　発電所の出入管理に係る教育については，「1.1.1.5　人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第6.3－1表　原子炉プラント・プロセス計装一覧表

項　目	名　称
原子炉圧力容器計装	原子炉水位，圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環系ポンプ出入口差圧 炉心流量 シール漏えい流量 再循環系ポンプ冷却水流量，温度
原子炉給水系及び 蒸気系計装	原子炉給水流量 蒸気流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水圧系との差圧 駆動ヘッダ流量 制御棒駆動機構温度 アキュムレータ窒素圧力 アキュムレータ漏えい水量 スクラム水排出容器水位
原子炉格納容器内 雰囲気計装	格納容器内圧力 格納容器内温度 格納容器内湿度 格納容器内水素濃度及び酸素濃度 格納容器内放射線 サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水温
漏えい検出系計装	格納容器床ドレン流量 格納容器機器ドレン流量 格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント ・プロセス計装	ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力



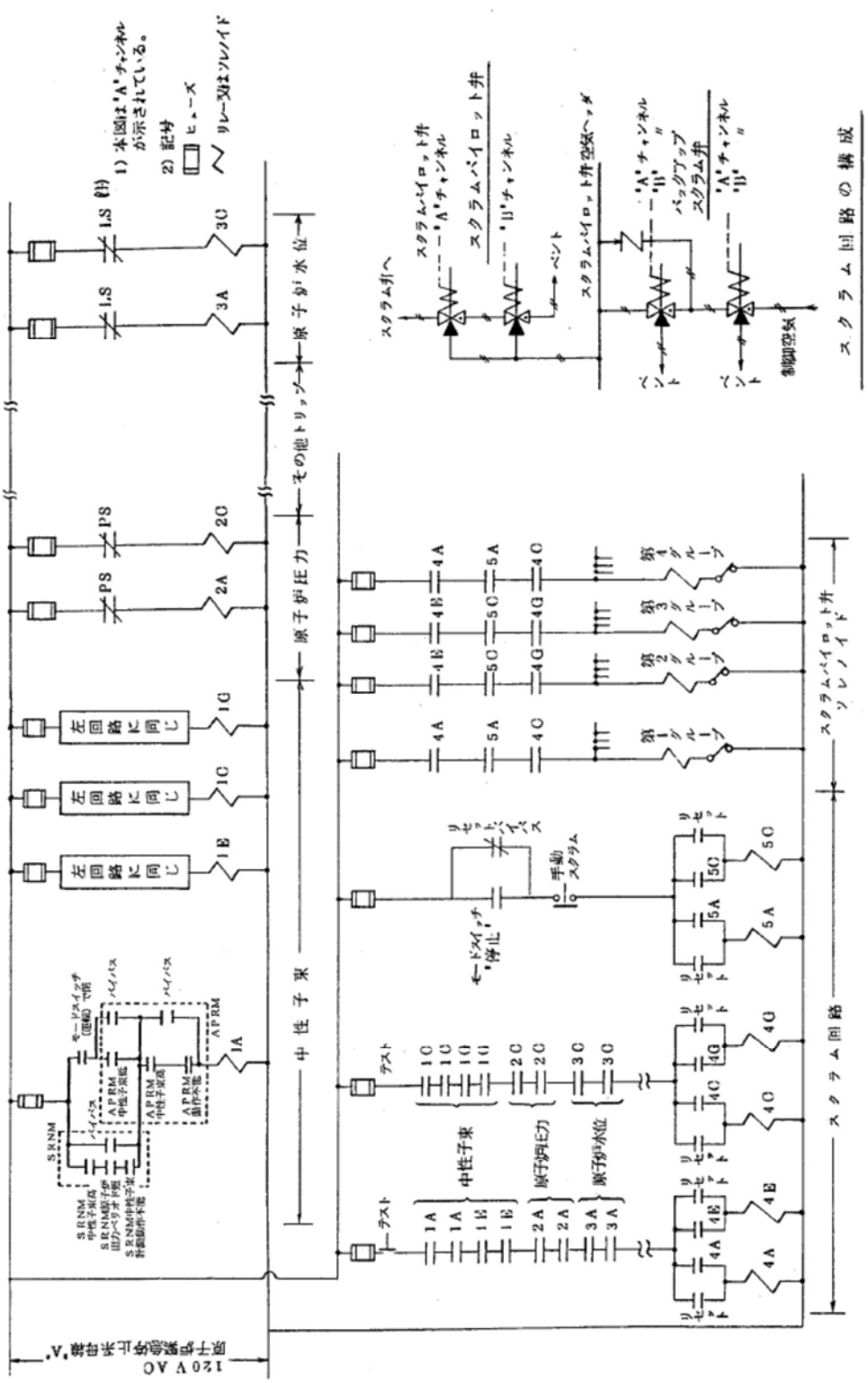
第 6.3－1 図　原子炉水位計装説明図

第6.6－1表　原子炉スクラム信号一覧表

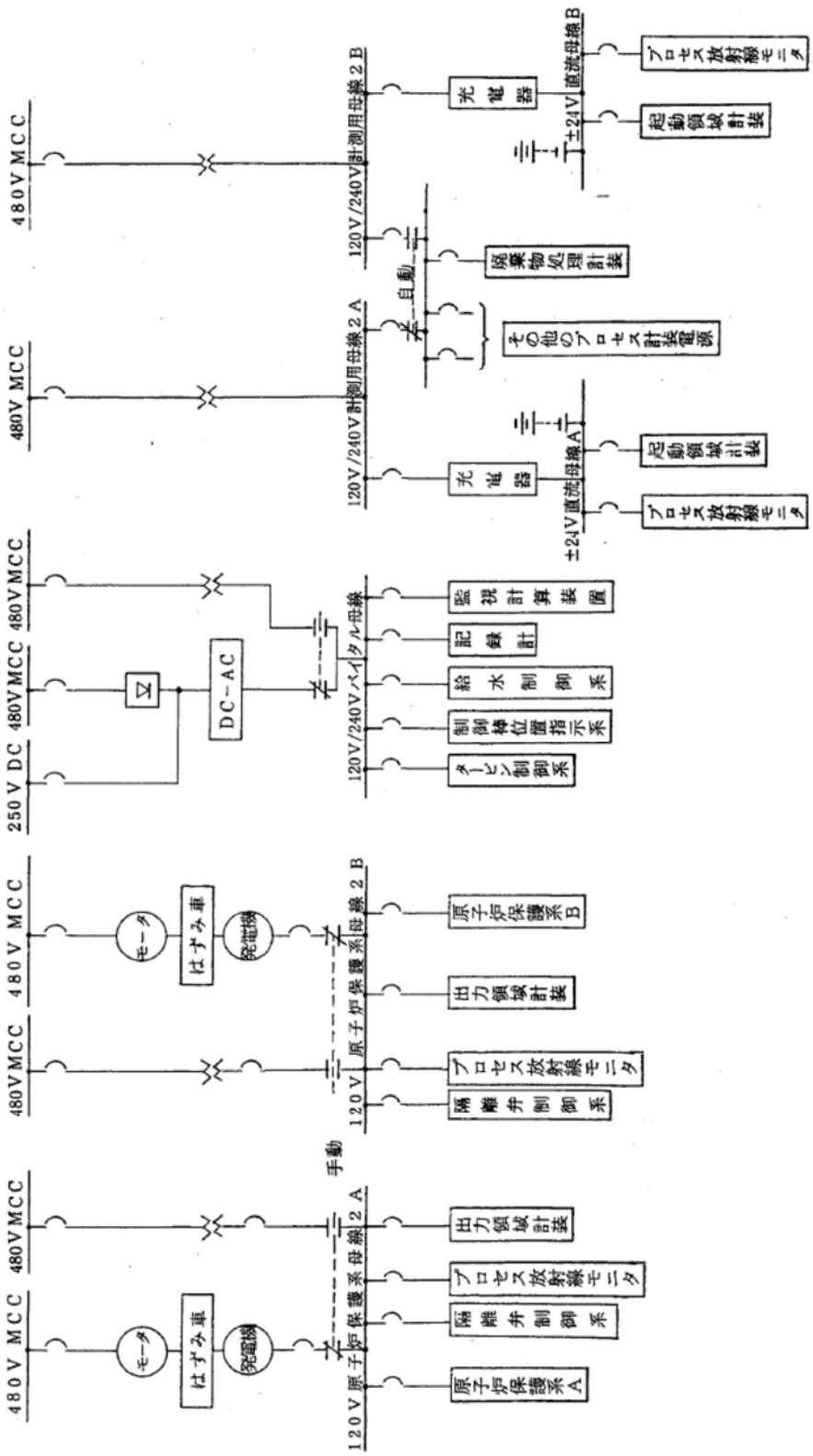
スクラム 信号の種類	検出器		スクラム設定値
	型式	配置場所	
原子炉圧力高	圧力スイッチ	原子炉圧力容器	7.25MPa［gage］
原子炉水位低	差圧スイッチ	原子炉圧力容器	1,372cm （ベッセルゼロより上）
ドライウェル圧力高	圧力スイッチ	ドライウェル	13.7kPa［gage］
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	炉心内	10秒
中性子束高	起動領域計装	炉心内	最終レンジ目盛の120／125
	出力領域計装	炉心内	・原子炉モード・スイッチ「運転」位置で定格出力の120% ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外で定格出力の15% ・自動可変設定
中性子束低	出力領域計装	炉心内	定格出力の2%
中性子束計装動作不能	起動領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
	出力領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
スクラム水排出容器水位高	レベル・ スイッチ	スクラム水排出容器	0.189m^3に相当するレベル
主蒸気隔離弁閉	弁位置スイッチ	主蒸気隔離弁	開度90%
主蒸気管放射能高	ガンマ線モニタ	ドライウェル外側の 主蒸気管	通常運転時の放射能の10倍以下
主蒸気止め弁閉	弁位置スイッチ	主塞止弁	開度90%
蒸気加減弁急速閉	圧力スイッチ	蒸気加減弁	4.12MPa［gage］
地震加速度大	加速度検出器	原子炉建屋内	水平方向300gal（EL.14.0m） 水平方向250gal（EL.-4.0m） 鉛直方向120gal（EL.-4.0m）
原子炉モード・スイッチ 「停止」	原子炉モード・ スイッチ	中央制御室	
手　　動	押しボタン	中央制御室	

第6.6－2表　その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

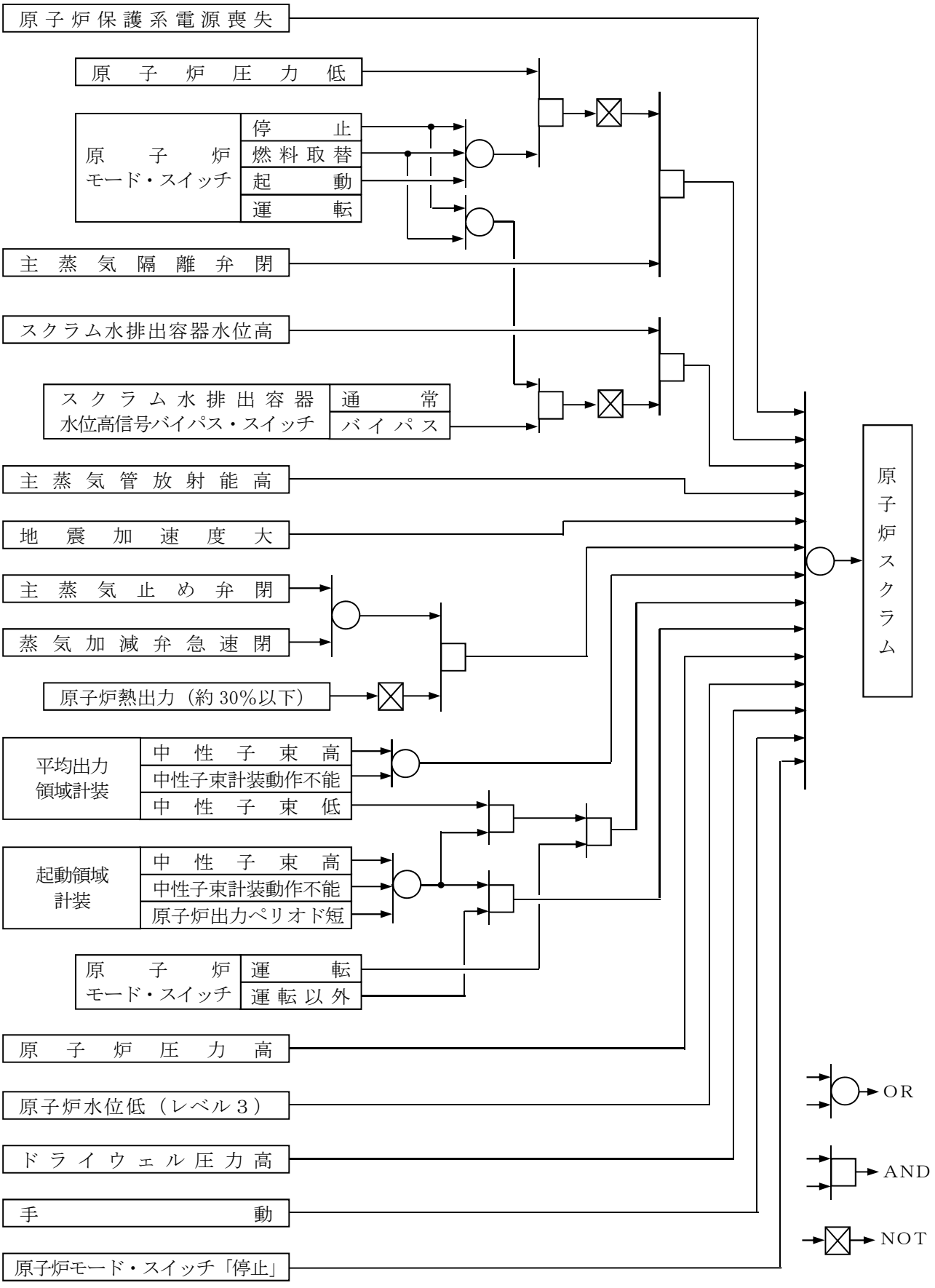
信　号　の　種　類	保護機能の種類	設　定　値
原　子　炉　水　位　低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,372cm （ベッセルゼロより上） （レベル３）
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動	1,243cm （ベッセルゼロより上） （レベル２）
	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 非常用ディーゼル発電機起動	961cm （ベッセルゼロより上） （レベル１）
ドライウェル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動 非常用ディーゼル発電機起動	13.7kPa［gage］
主　蒸　気　管　圧　力　低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa［gage］
主　蒸　気　管　流　量　大	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復　水　器　真　空　度　低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主　蒸　気　管　放　射　能　高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下



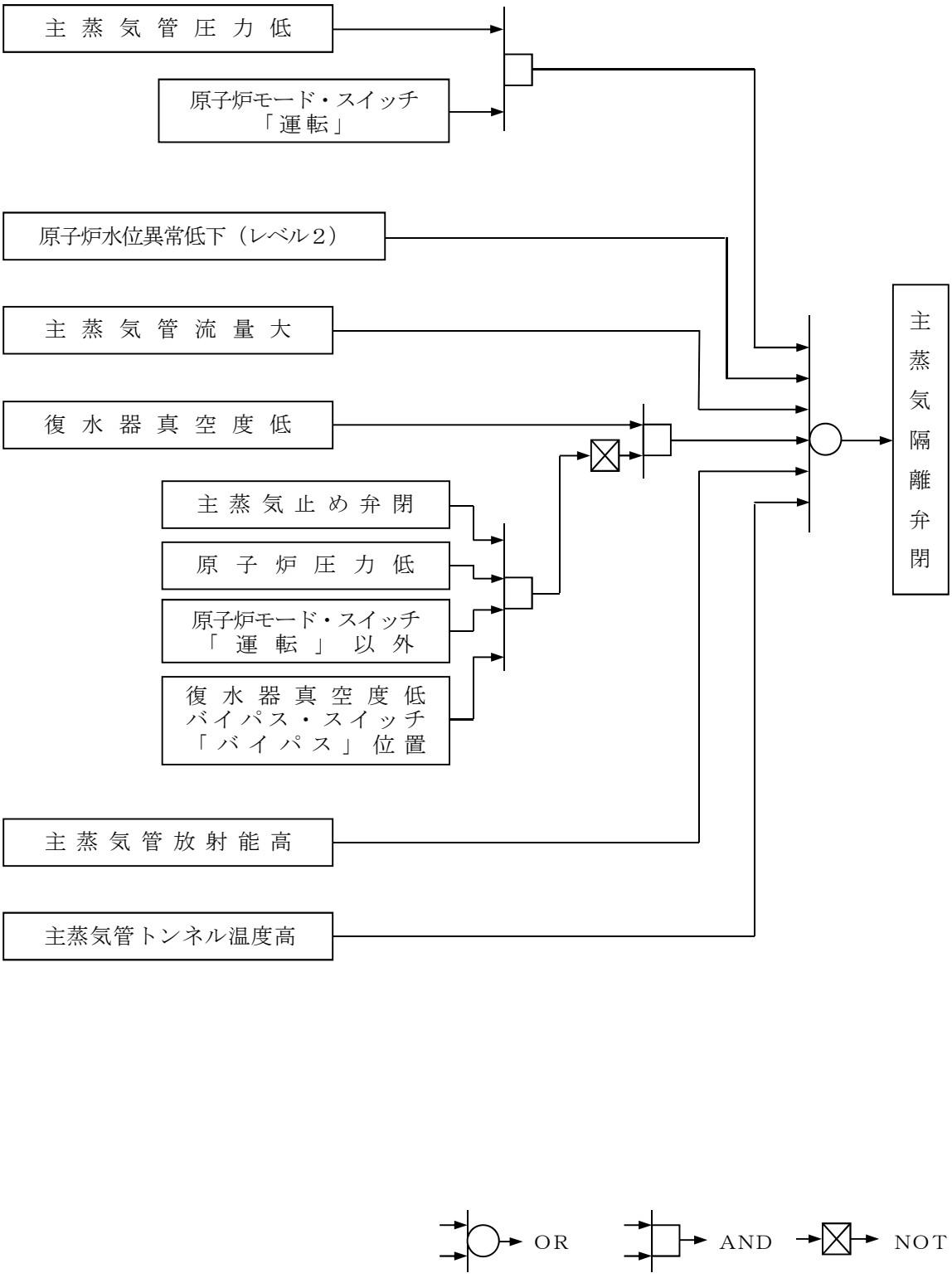
第6.6－1図　原子炉緊急停止系



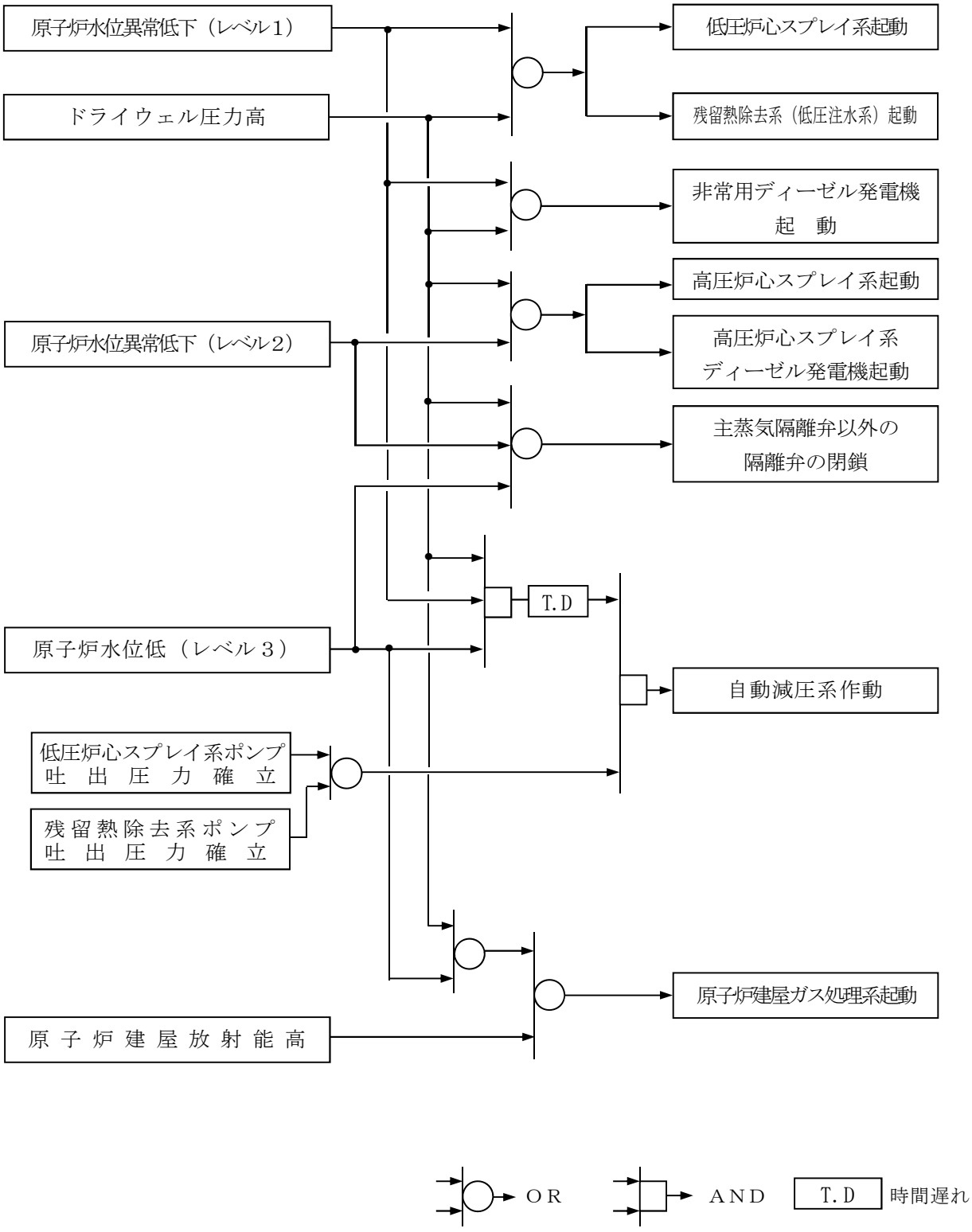
第6.6－2図　安全保護系用電源



第6.6－3図　原子炉緊急停止系機能説明図



第6.6－4図　その他の主要な安全保護系機能説明図（その１）



第 6.6－5 図　その他の主要な安全保護系機能説明図（その２）

2.　安全保護回路

2.1　安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第 1 項第六号において，『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。』が要求されている。

東海第二発電所の安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）の不正アクセス行為による被害防止については，デジタル演算処理を行う機器も含め，下記の対策を実施している。

(1)　物理的及び電気的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電気的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2)　ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3)　外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し，外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4)　システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5)　耐ノイズ・サージ対策

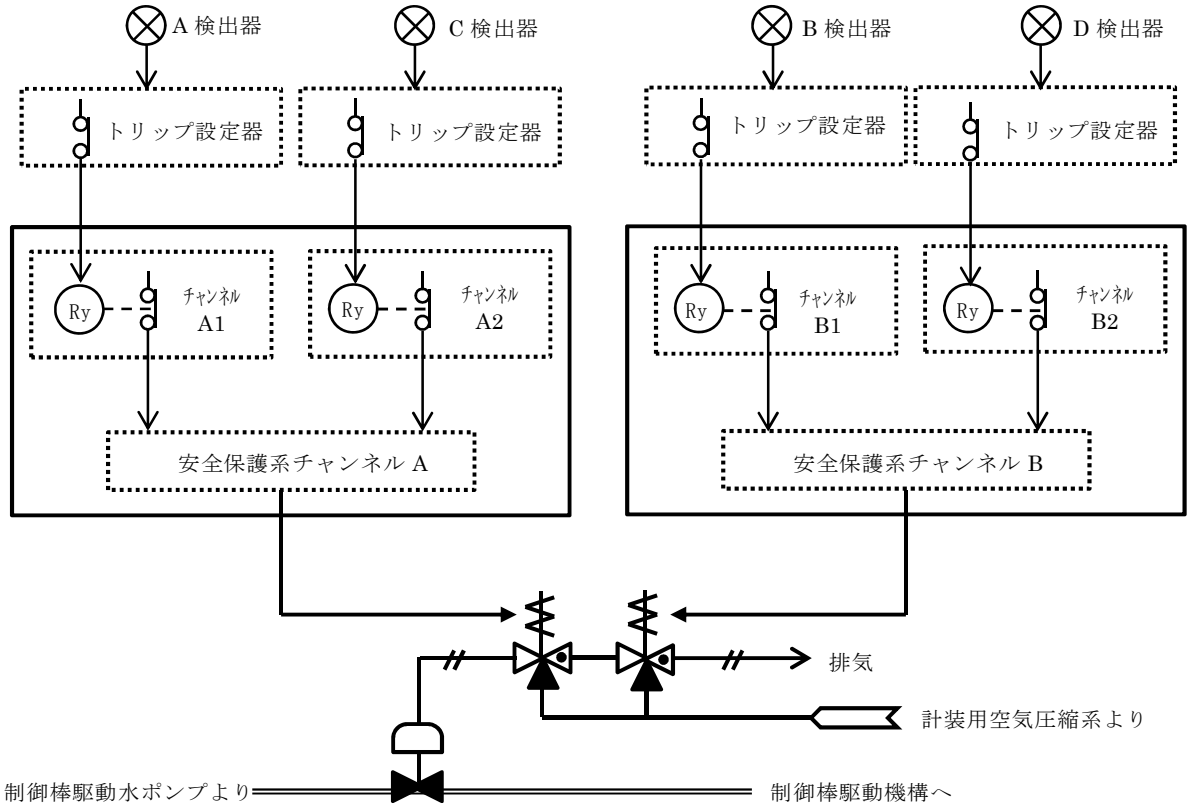
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

2.2　安全保護回路の概要

安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として，原子炉緊急停止系の構成例を第 2.2 図に示す。

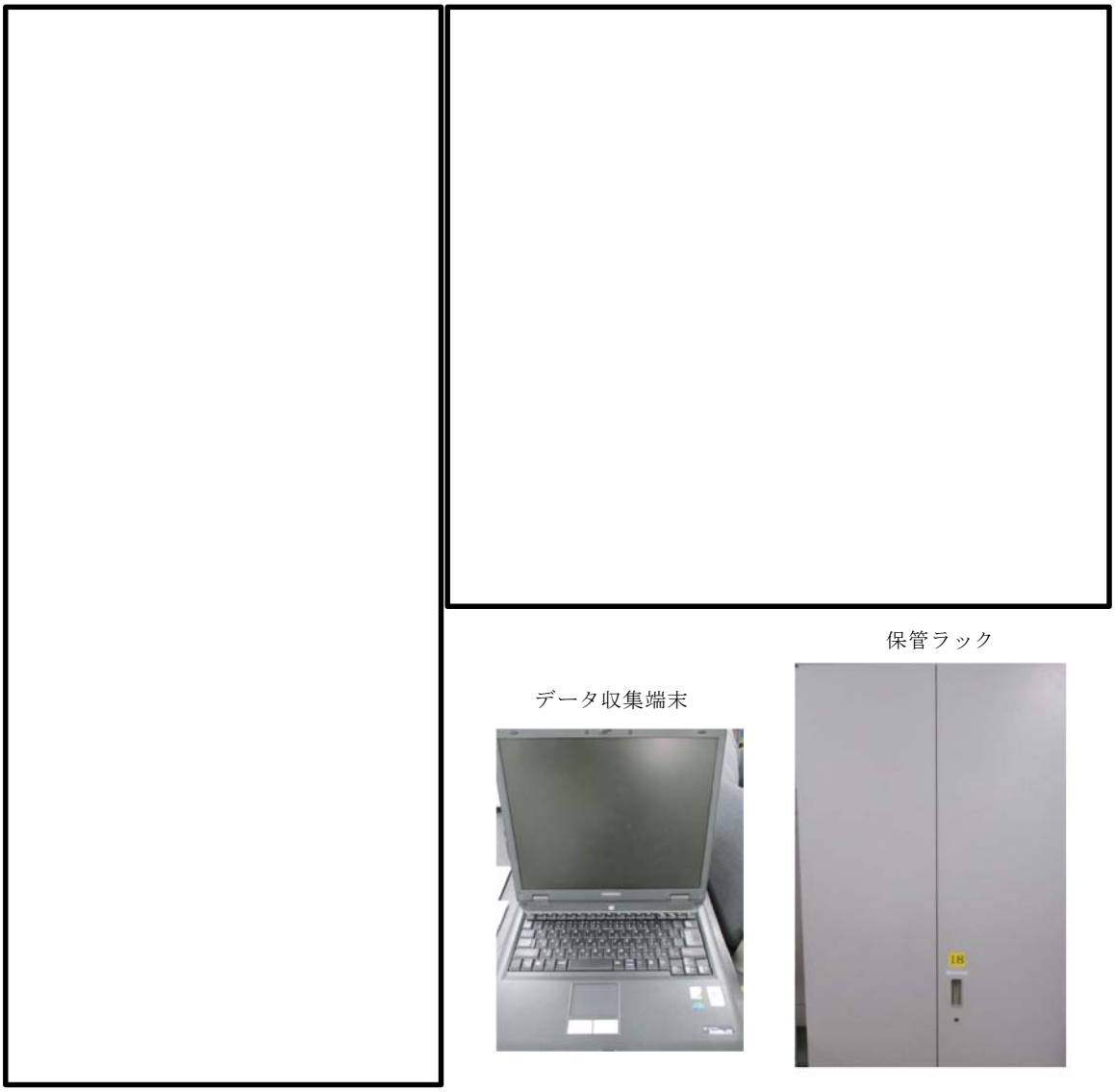
安全保護回路は，検出器からの信号を受信し，原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と，工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており，多重性及び電気的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図　原子炉緊急停止系の構成例

2.3　安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は，不正アクセスを防止するため，安全保護系盤等の扉には施錠を行い，許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



安全保護系盤等は，社内規程に定める発電長による扉の鍵管理を行っている。
データ収集端末は，作業担当箇所により鍵管理されたラック内に保管しており，許可されない者のアクセスを防止している。また，情報セキュリティに関する教育を行っている。

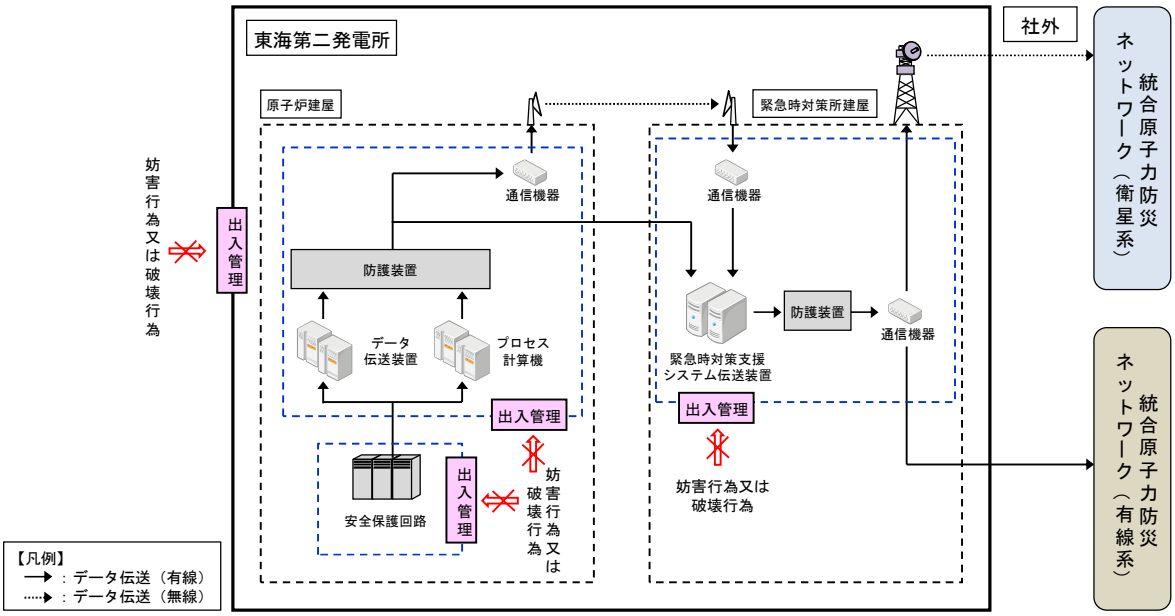
第 2.3 図　安全保護系盤及びデータ収集端末

2.4　外部からの不正アクセス防止について

安全保護回路は，外部ネットワークと直接接続は行っていない。外部システムと接続する必要のある計算機については，防護装置を介して接続され，外部からのデータ書き込み機能を設けないことでコンピュータウイルスの侵入等を防止している。

また，外部からの妨害行為又は破壊行為については，出入管理により関係者以外の接近を防止している。

外部ネットワークとの接続構成概略図を第 2.4 図に示す。



第 2.4 図　外部ネットワークとの接続構成概略図

2.5　想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行う機器については，工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表　想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で，ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

2.6　物理的分離及び電気的分離について

(1)　物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源，ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を，原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には，安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

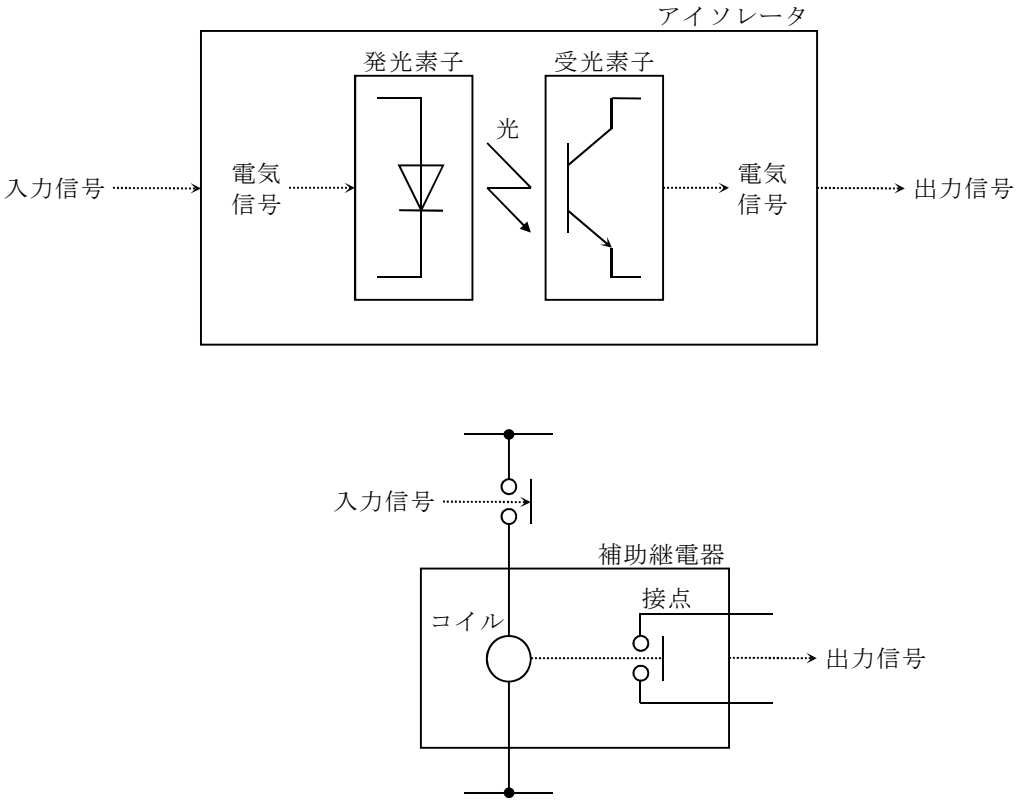
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護回路の計装配管として設計する。

(2)　電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は，アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離

（計測制御系で短絡等の故障が生じても安全保護回路に影響を与えない）を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



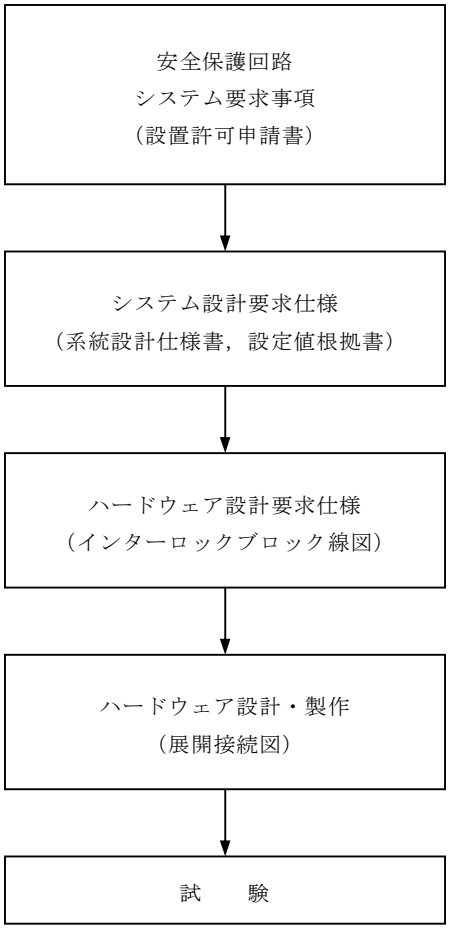
第 2.6 図　隔離装置（アイソレータ及び補助継電器）

別紙１　安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。

安全保護回路に対し，承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

・安全保護回路の変更が生じる場合は，上流文書から下流文書（第１図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
・デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行う。
・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて，安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
・中央制御室への入域に対しては，出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
・安全保護回路及び設定値を変更するには，中央制御室にて発電長の許可を得て，発電長の管理する鍵を借用する必要があり，外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第１図　安全保護回路の設計・製作・試験の流れ（例）

別紙 2　今回の設置許可申請に関し，安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

2011 年 3 月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち，安全保護回路の変更に係る工事を抽出し，確認を行った。第 1 図の抽出フローに基づき抽出した結果，SA 対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第 1 表に，抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また，過渡時自動減圧機能及びＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）については，安全保護回路に変更を施しておらず，安全保護回路と電気的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考 1)。

(1)　自動減圧系の起動阻止スイッチについて

ａ．目的

原子炉停止機能喪失事象においては，発電用原子炉が臨界状態であるため，高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の急激な流量増加は，正の反応度印加を引き起こし，原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように，起動阻止スイッチを設置する。

ｂ．起動阻止スイッチ

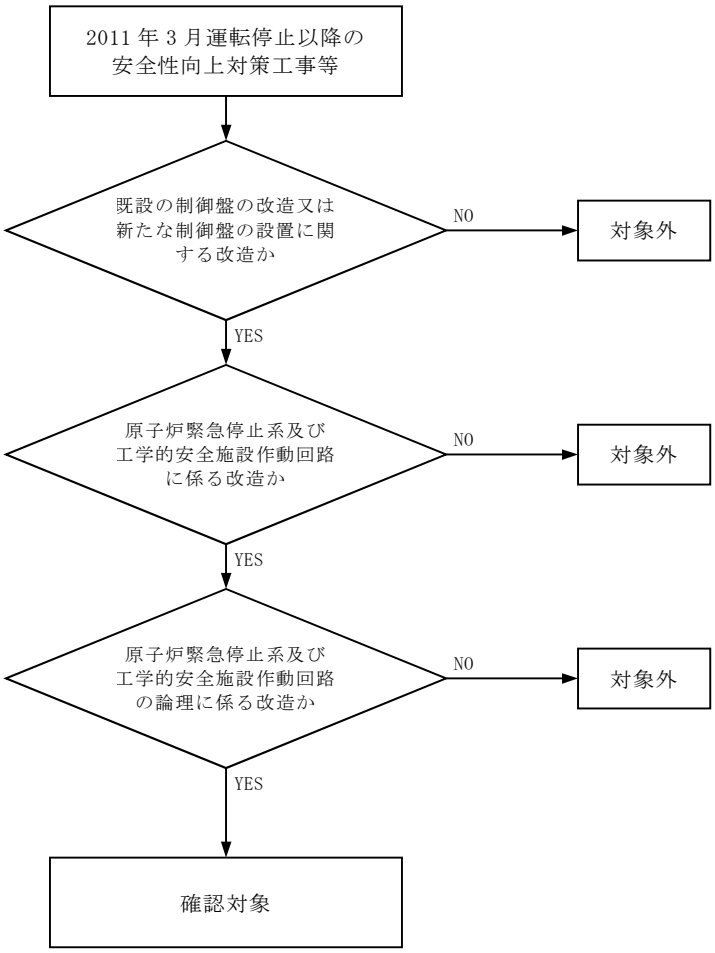
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは，単一故障により，自動減圧系の機能を阻害しないように，また，多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

ｃ．自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが，自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一　運転時の異常な過渡変化が発生する場合において，その異常な状態を検知し，及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとすること。	起動阻止スイッチは，原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり，運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。
二　設計基準事故が発生する場合において，その異常な状態を検知し，原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとすること。	自動減圧系の多重性，独立性に悪影響を与えないよう，区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。
三　安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保するものとすること。	自動減圧系の多重性，独立性に悪影響を与えないよう，区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。
四　安全保護回路を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとすること。	自動減圧系の多重性，独立性に悪影響を与えないよう，区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。
五　駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとすること。	自動減圧系は，駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ），その他の不利な状況が発生した場合でも多重性，独立性をもつことで発電用原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。
六　不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。	阻止回路はアナログで構成しており，不正アクセス行為による影響を受けない。
七　計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離されたものとすること。	計測制御系とは共用していないため，影響はない。

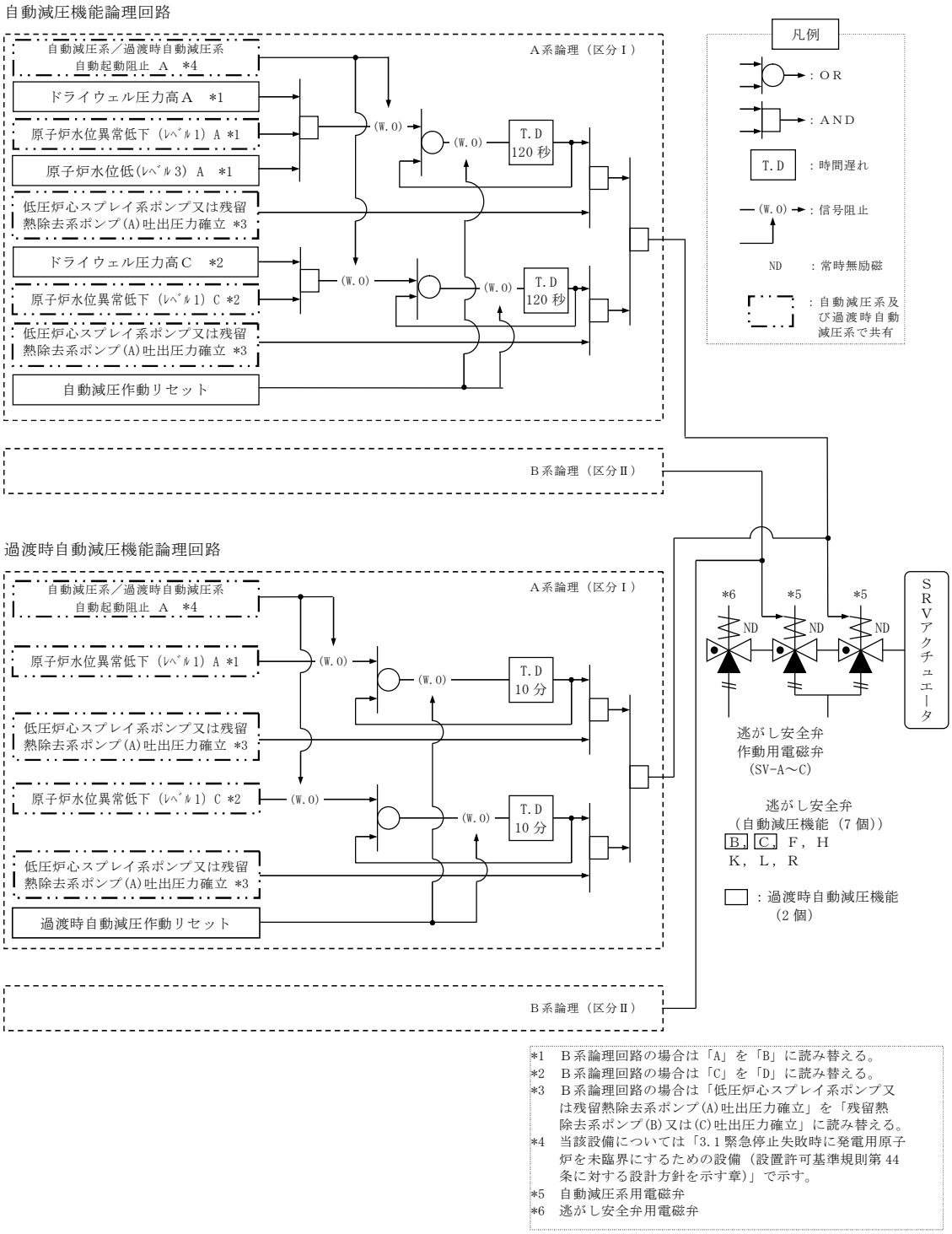
設置許可基準規則 第 12 条（安全施設）	自動減圧系への影響
4　安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。



第 1 図　安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

第１表　安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への 影響評価
ＡＴＷＳ時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。	44 条 46 条	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電気的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電気的に分離する。



*1 B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
*2 B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
*3 B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
*4 当該設備については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。
*5 自動減圧系用電磁弁
*6 逃がし安全弁用電磁弁

第2図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

参考１　新規制対応設備の安全保護回路への影響について

1.　過渡時自動減圧機能について

(1)　目的

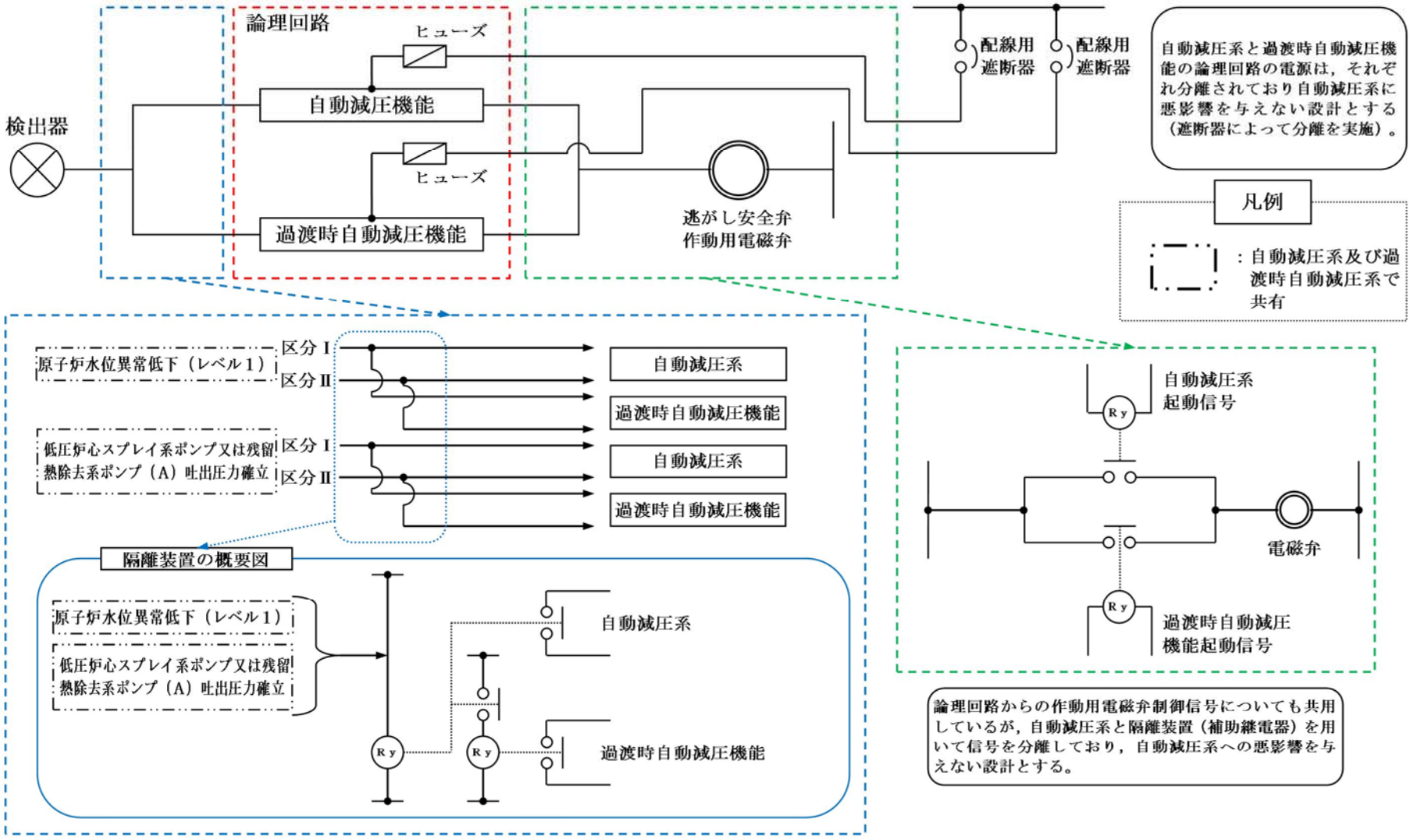
過渡時自動減圧機能は，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2)　自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり，論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており，自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり，原子炉水位異常低下（レベル１），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立，及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが，自動減圧系と隔離装置を用いて電気的に分離しており，自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また，論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが，自動減圧系と隔離装置を用いて電気的に分離しており，自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。



第１図　信号の分離について

2．ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

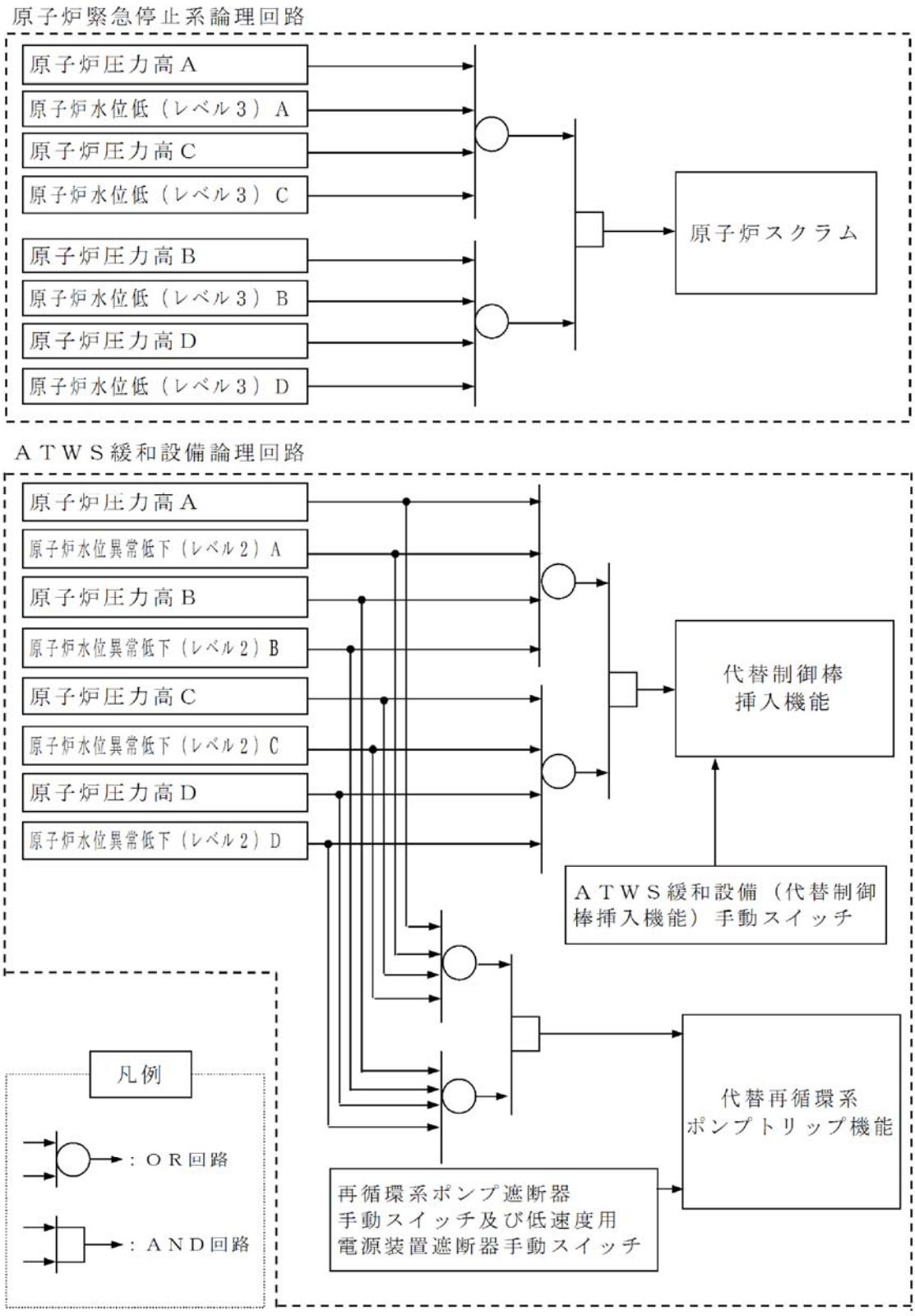
(1)　目的

代替制御棒挿入機能は，運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において，原子炉緊急停止系から独立した回路により，計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し，全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

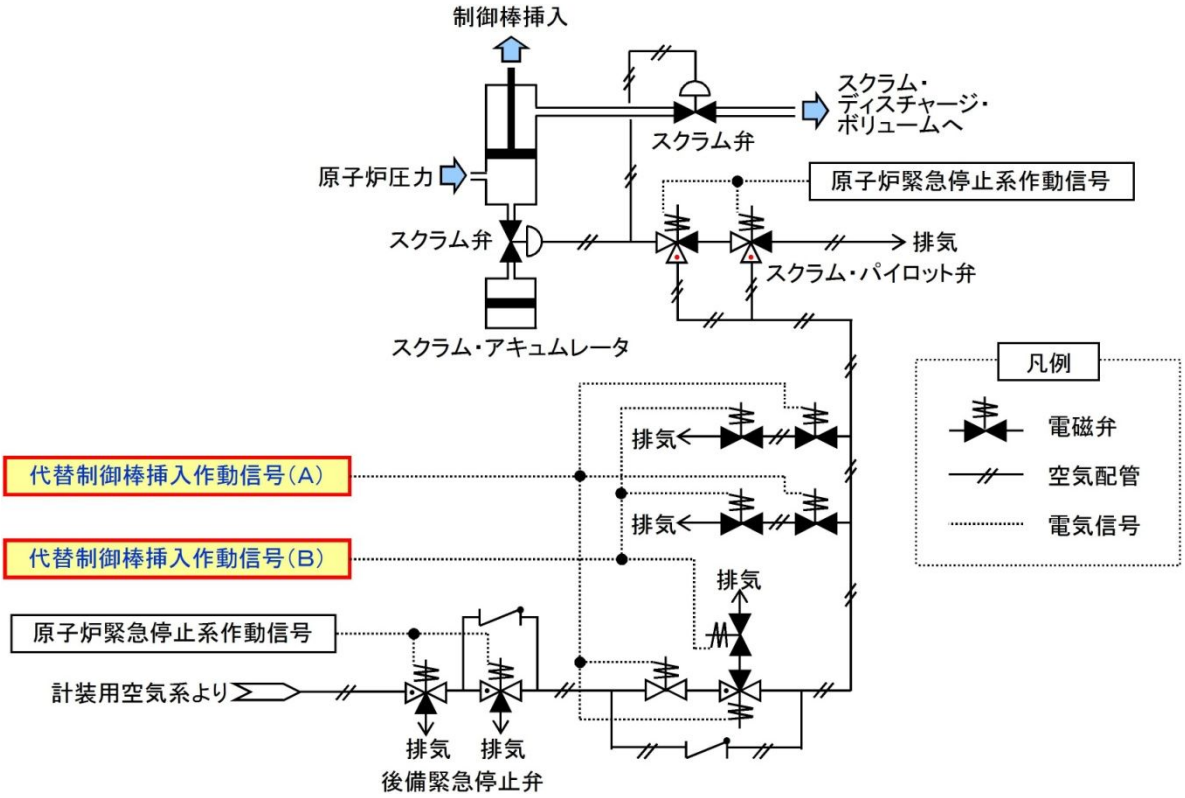
(2)　原子炉緊急停止系への影響について

代替制御棒挿入機能の論理回路は第2図のとおり，検出器から論理回路まで，原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお，代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても，第3図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。



第２図　原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第 3 図　作動電磁弁について

別紙３　安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）について，検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第１図，抽出結果を第１表，第２表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし，当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに，出入管理により外部からの妨害行為又は破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

(1)　物理的及び電気的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電気的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2)　ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3)　外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

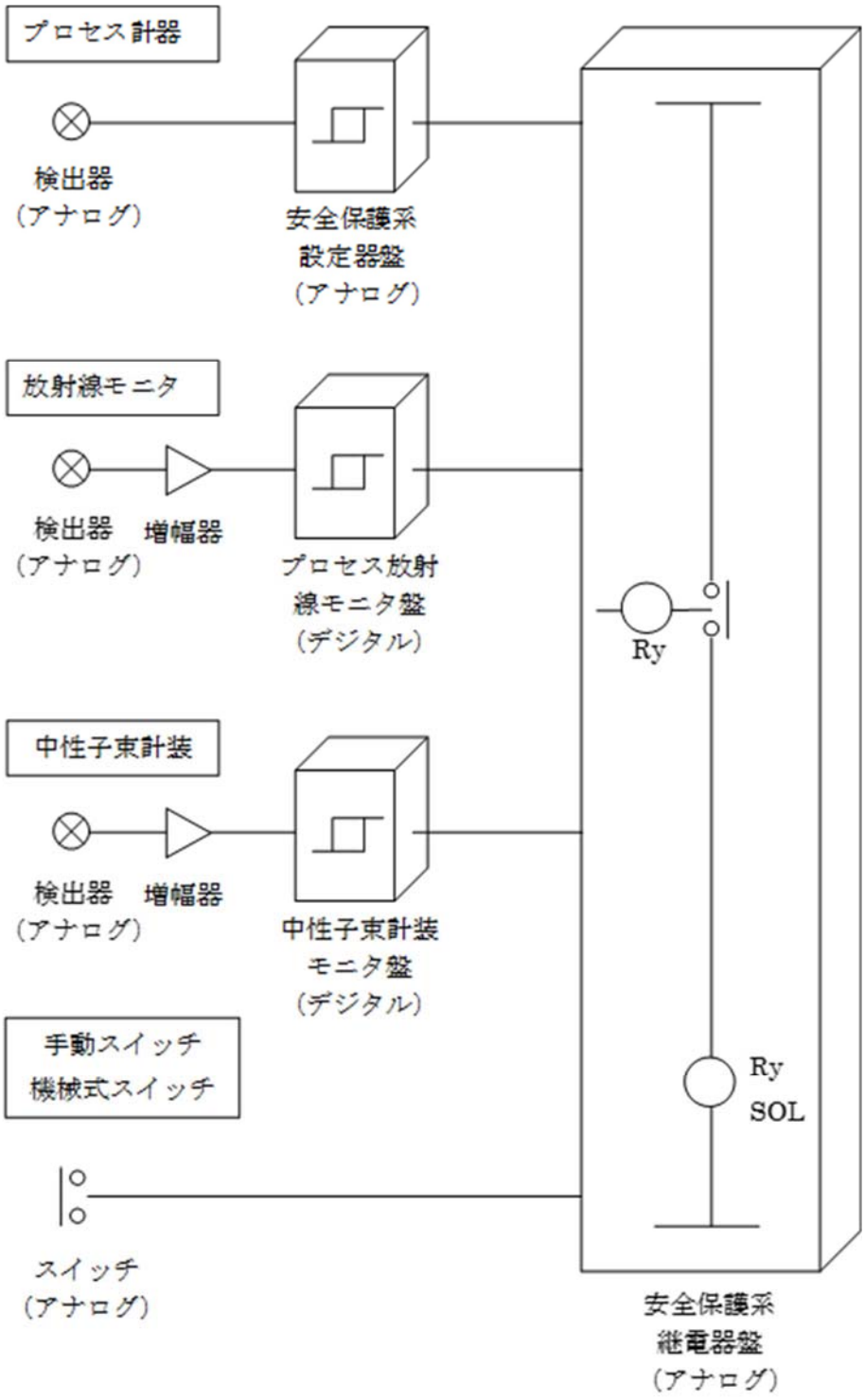
(4)　システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のデジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5)　耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第 1 図　安全保護系構成概略図

第１表　原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム水排出容器水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉	アナログ（接点）	
地震加速度大	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第 2 表　工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気管流量大	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動	ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

別紙 4　ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について，検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル演算処理を行う機器は，プロセス放射線モニタ盤，中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については，デジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けることとし，施錠管理されたラック内に保管する。また，データ収集端末は，当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり，制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより，許可された者のみアクセス可能とする。

別紙 5　安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。

デジタル演算処理を行う機器への接続可能なアクセスとして，データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

(1)　データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は，中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル演算処理を行う機器からデータを受信する機能がある。この場合において，中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり，データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

(2)　物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず，接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また，施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，管理されない変更を防止している。

別紙 6　安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき，安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため，安全保護回路のうち，デジタル演算処理を行う機器は，工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより，要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

別紙 7　安全保護回路のうち一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは，安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため，設計，製作，試験，変更管理の各段階で「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008，以下「JEAG4609」），又は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じた検証及び妥当性確認を実施する。

東海第二発電所においては起動領域計装，平均出力領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高の演算処理においてソフトウェアを用いている。以下にこれらソフトウェアの検証及び妥当性確認の概要を示す。

(1)　平均出力領域計装

平均出力領域計装に用いるソフトウェアは JEAG4609 に基づき検証及び妥当性確認を実施している。（第 1 図）

検証は，設計，製作過程のステップごとに上位仕様と下位仕様の整合性チェックを主体として，以下の観点から検証作業を行う。

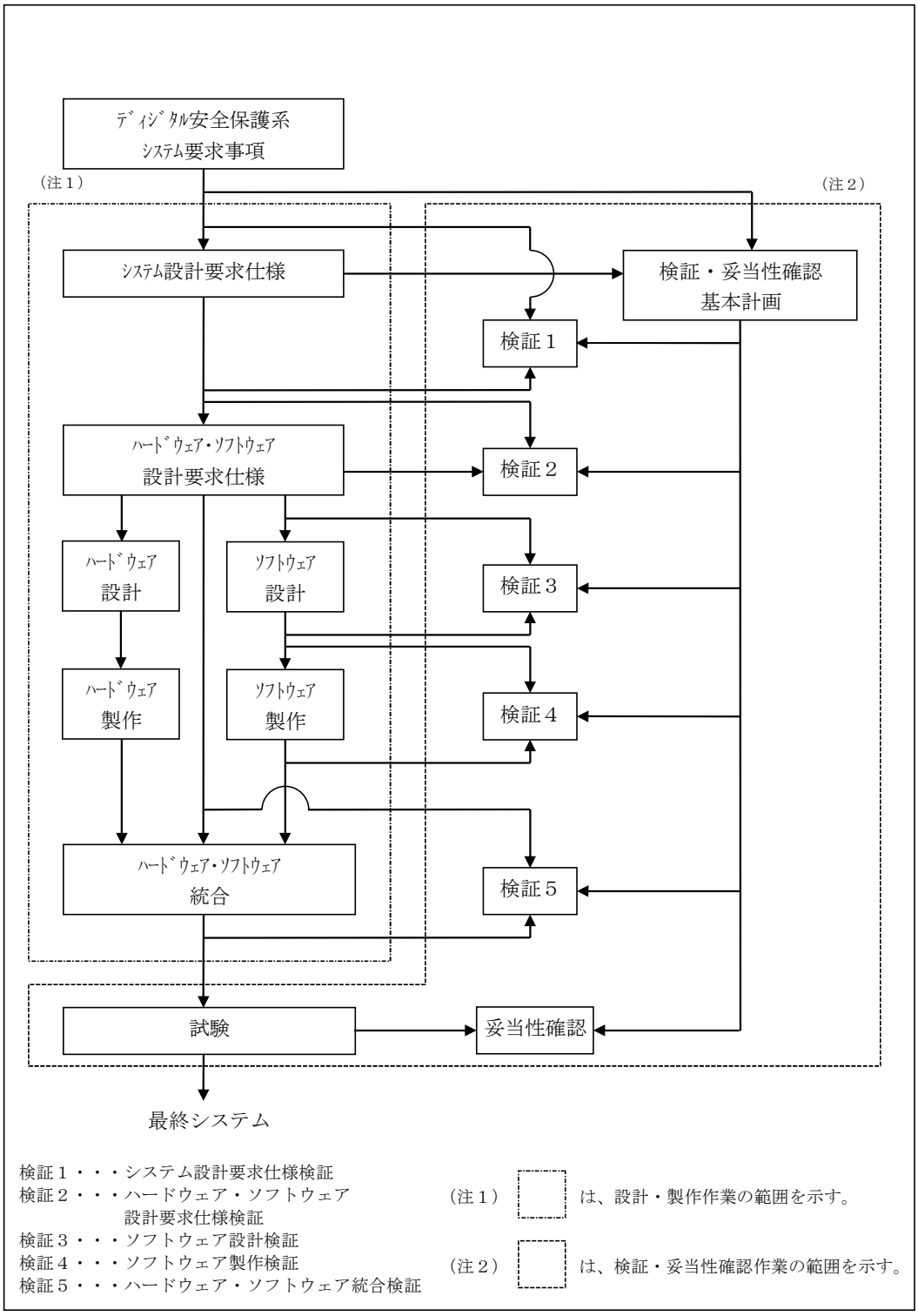
ａ．安全保護系システム要求事項がシステム設計要求仕様に正しく反映されていること。

ｂ．システム設計要求仕様がハードウェア，ソフトウェアの設計要求仕様に正しく反映されていること。

ｃ．上記設計要求仕様に基づいてソフトウェアが製作されていること。

ｄ．検証及び妥当性確認が可能なソフトウェアとなっていること。

必要な検証を経て製作されたソフトウェアをハードウェアと統合した後の全体システムについて，最終的に安全保護系システム要求事項が正しく実現されていることを確認するために妥当性確認を行う。



第１図　検証及び妥当性確認（JEAG4609）

(2)　起動領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高

これらに用いるソフトウェアの検証及び妥当性確認は米国のライセンシング・トピカル・レポートNEDO-31439-A付録E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」に従って実施している。NEDO-31439-A 付録 E のソフトウェア検証及び妥当性確認の手法は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準拠しており米国NRCによりエンドースされている。

検証は，ソフトウェアの設計，製作過程を６つの「ベースライン」と呼ばれるフェーズに分け（第 1 表），各フェーズを完了し，次のフェーズに進むために「ベースライン・レビュー」で以下を実施する。

・全ての設計のステップが完了し，検証されていることを確認する。
・設計と検証が承認された上位のレベルのベースラインの文書に基づいて行われていることを確認する。
・検証のスコープとアプローチが理に適っていること，コメントが文書化されていること，検証で抽出された問題点が解決されていることを確認する。
・レビュー結果を文書化する。次のフェーズで用いる文書の承認状況もこれに含める。

本検証手法は，JEAG4609 と同様に，ソフトウェア設計の各段階で設計アウトプットが上位設計からの要求事項を満足しているかの観点を主体に，また同様な設計フェーズにおいて検証を行っており（第 1 表），JEAG4609 と同等の検証手法である。

第１表　NEDO-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」及び JEAG4609 の概要比較

NEDO-31439-A 付録 E	JEAG4609
【ベースライン１：要求事項と計画の策定】 最上流の要求事項，ソフトウェア管理と V&V の計画を確認する。	【システム設計要求仕様作成】 システムとしての全体設計を行い，要求仕様を明確に定める。
【ベースライン１・レビュー】 ベースライン１が発注者要求事項（基準規格，許認可要求事項等）に基づいていることを確認する。	【検証１】 JEAC4620 のディジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
【ベースライン２：製品パフォーマンスの決定】 ハードウェア設計，ハードウェア／ソフトウェアの機能の割り当て，通信プロトコル等の基本設計を定める。	【ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様作成】 ＜ハードウェア・ソフトウェア統合要求仕様＞ ハードウェアとソフトウェアで実現する機能範囲及びそのインターフェイスを図，表などを用いて規定する。 ＜ハードウェア設計要求仕様＞ 全体ハードウェア及び構成されるハードウェア要素（マイクロプロセッサ，電源等）それぞれについての機能・性能を規定する。 ＜ソフトウェア設計要求仕様＞ 入力処理，演算処理，出力処理等のソフトウェア及びこれらを組合せて実現する全体ソフトウェア構成について機能・性能を規定する。
【ベースライン２・レビュー】 ベースライン２の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証２】 システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
【ベースライン３：ハイレベルソフトウェア設計】 アーキテクチャ，ソフトウェアの構造，各モジュールの決定，各モジュールへの機能の割り当て，演算の優先順位等のハイレベル設計を行う。	【ソフトウェア設計】 ソフトウェア設計要求仕様を実現するためのソフトウェアを設計する。
【ベースライン３・レビュー】 ベースライン３の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証３】 ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
【ベースライン４：詳細設計／コード／モジュール試験】	【ソフトウェア製作】

ソフトウェア詳細設計，コーディング，モジュールの試験を行う。	ソフトウェア設計で明らかにされたソフトウェア機能を，ディジタル計算機で実現するためのプログラムを作成する。
【ベースライン４・レビュー】 ベースライン４の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証４】 ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
【ベースライン５：統合試験／最終設計】 ハードウェアとソフトウェアを統合し，試験を行う。	【ハードウェア・ソフトウェア統合】 ハードウェアにソフトウェアを装荷し，システムとして組みあげる
【ベースライン５・レビュー】 ベースライン５の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証５】 ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
【ベースライン６：妥当性確認とファームウェア出荷】 機器の全ての機能についてブラックボックス試験を行い，上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。(完了後にファームウェアは製造工程にリリース)	【妥当性確認】 ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが，JEAC4620 のディジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

別紙 8　安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し，東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

(1)　過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり，以下を考慮した。

ａ．公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象

ｂ．キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出

ｃ．間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

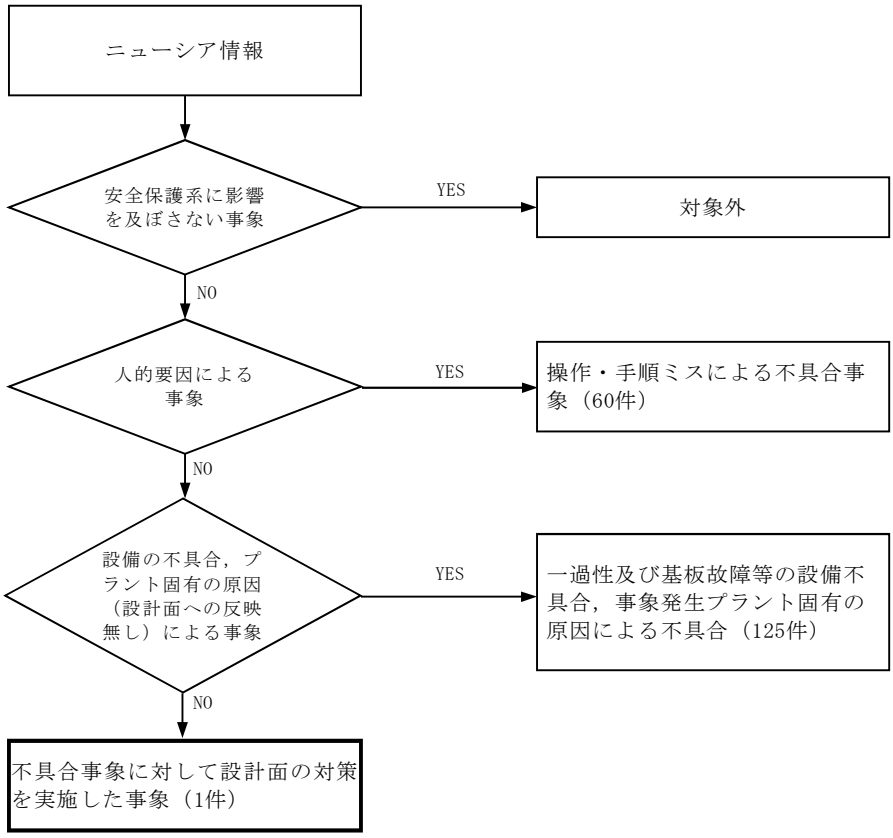
(2)　反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について，第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

(3)　過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果，抽出された1件については対応を実施しており，また，その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。

なお，今後新知見等が得られれば，設計面への反映を検討していく。



第1図　設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー

第1表　設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス，作業手順のミス等	作業手順，作業管理等の人的要因によるものであり，設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合，プラント固有の原因（設計面への反映無し）による事象	計器・部品の単体故障，一過性故障，偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり，設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因によるケーブルへのノイズ混入や機器振動の計装配管への伝搬による誤動作	事象発生プラント固有の原因によるものであり，東海第二発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表　抽出された過去の不具合事象

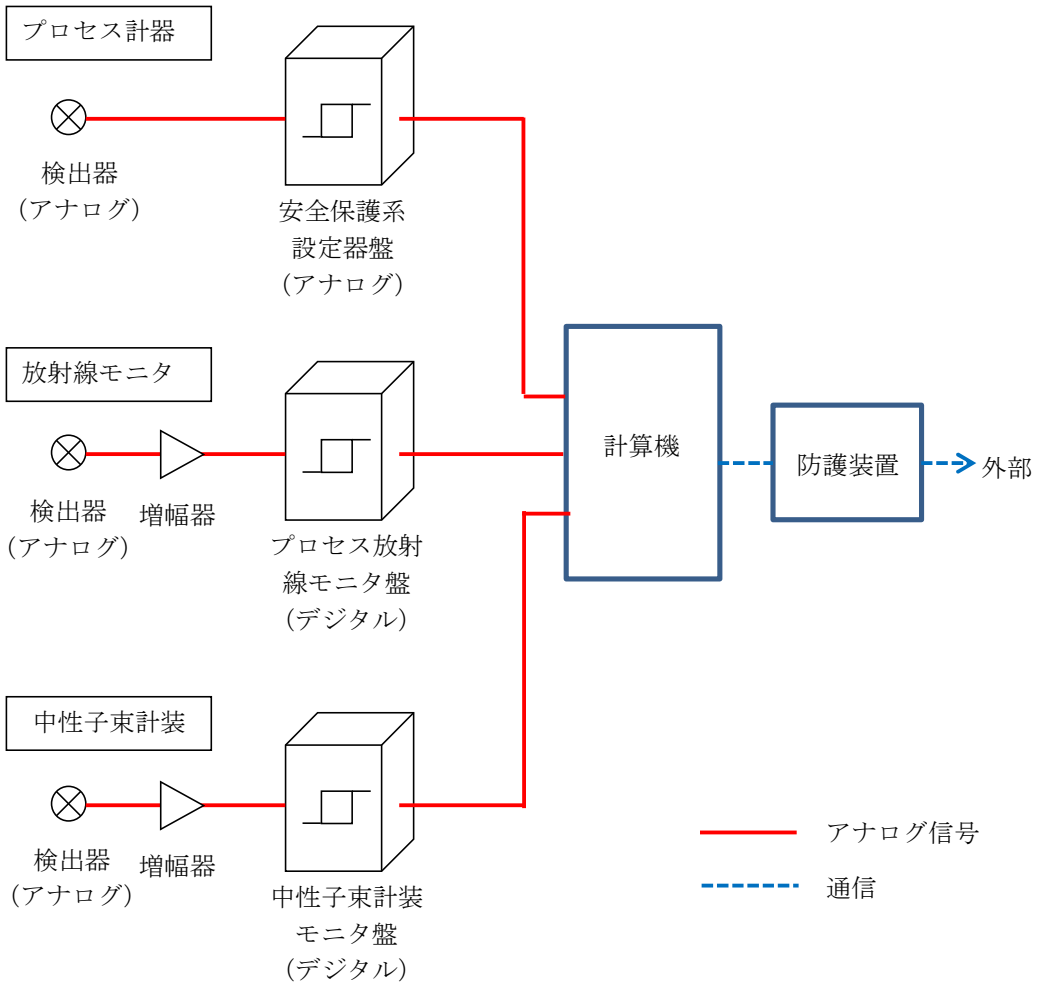
件名	原子炉保護系チャンネルＡのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社　東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	出力１，１００MWで定常運転中の３月１８日１６時５６分，原子炉保護系チャンネルＡが，原子炉圧力高（Ａ２）の動作によりトリップした。 関連パラメータには，異常が認められなかったので，チャンネルＡトリップをリセットして，運転を継続した。
原因調査の概要	当該圧力スイッチ（Ｂ２２－Ｎ０２３Ｃ）の較正確認試験を実施した結果，セット値７３．３ｋｇ／ｃｍ^{2}ｇ（原子炉施設保安規定に定める設定値は７４．０ｋｇ／ｃｍ^{2}ｇ）に対し，動作値は７２．１ｋｇ／ｃｍ^{2}ｇであり，動作値がセット値に対し１．２ｋｇ／ｃｍ^{2}ｇ低い（ドリフト）ことが判明した。 なお，当該圧力スイッチ（Ｂ２２－Ｎ０２３Ｃ）は，昨年７月２８，２９日にも同じ事象が発生しており，その後，再現性テスト，配管・サポートの点検，圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動（脈動）及び振動値（加速度）の測定等の結果，当該圧力スイッチの検出管は，他の検出管に比べ圧力変動（脈動）が大きい（変動巾最大値１．３５ｋｇ／ｃｍ^{2}ｇ）現象が認められた。しかし，動作に至るほどの変動ではなかった。このため，定検後の原子炉起動時（昨年１２月）には，検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して，動作したものと考えられる。
再発防止対策	（１）当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので，予備の圧力スイッチと交換した。 （２）次回定検時，検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から，圧力変動（脈動）等の影響（誤動作）及びドリフトの少ない，アナログ方式に変更する。 （３）中間停止（今年６月）から次回定検（今年１１月開始）までの運転中，関連パラメータをイベントレコーダに接続して，誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。

参考１

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において，ランサムウェアによる攻撃により，ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，また外部ネットワークへ直接接続されておらず，外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。



参考２

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において，柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所６号機で発生した落雷によるスクラム事象は，原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

東海第二発電所における安全保護回路のケーブルは，建屋内に集約されており，原子炉建屋外壁埋設となっていないため，上記事象はプラント固有の原因と判断し，設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー（24 条別紙 8-2 第 1 図）により反映不要としている。

なお，安全保護回路を含む重要安全施設に対する落雷影響については，6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（7. 落雷影響評価について）において評価し，機能が損なわれないことを確認している。

別 添

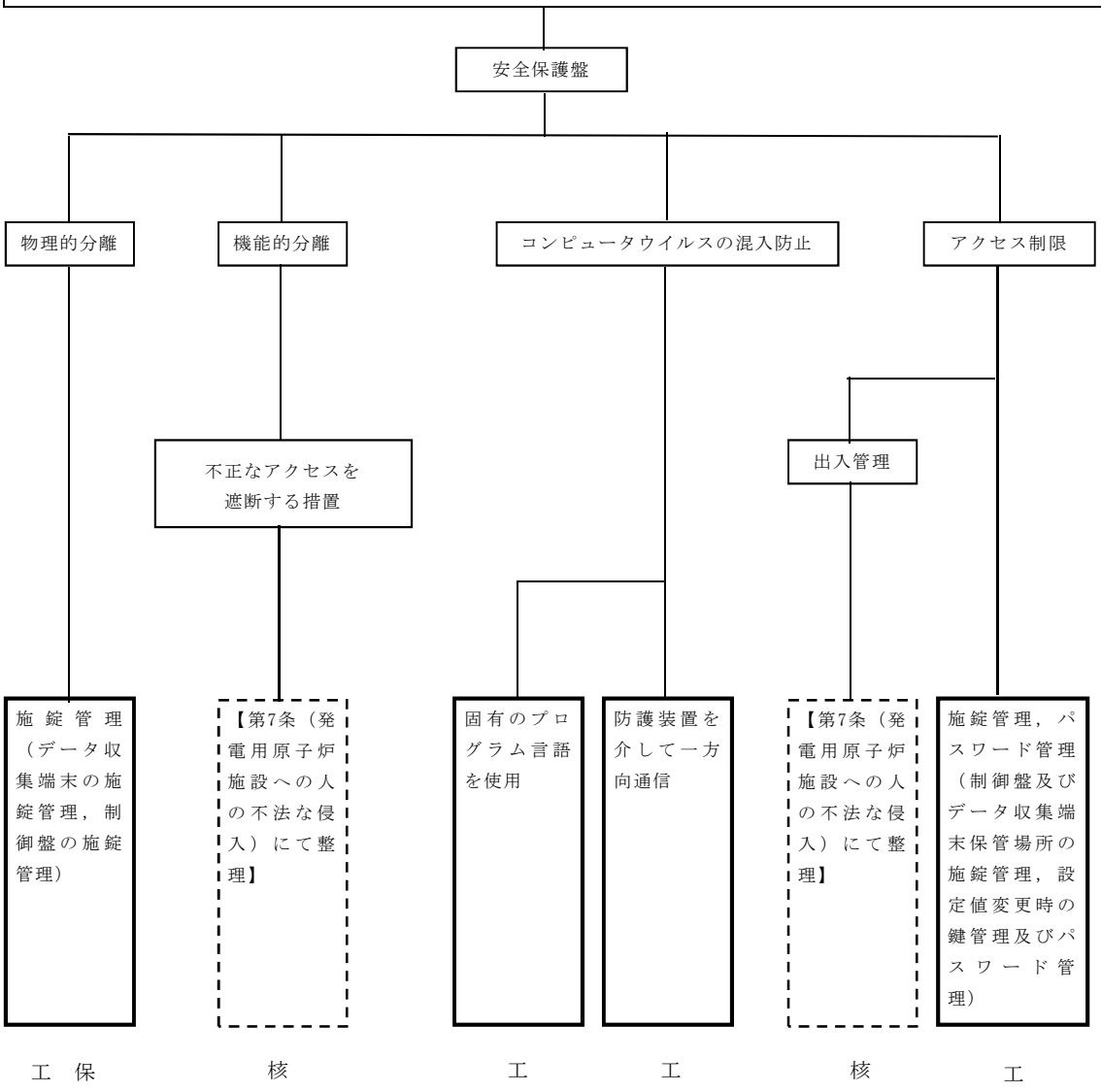
東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全保護回路

第 24 条　安全保護回路

設置許可基準　第 24 条　第 1 項 第 6 号
　不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。
（解釈）
　第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



【後段規制との対応】
工：工認（基本設計方針，添付書類）
保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）
核：核物質防護規定（下位文書含む）

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

第 1 表　運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	（運転員，保修員による識別及び施錠管理）
		保守・点検	－
		教育・訓練	－
	パスワード管理	運用・手順	・管理（設定値変更時のパスワード管理の手順整備含む） ・操作（パスワード入力手順の整備含む）
		体制	（保修員によるパスワード管理）
		保守・点検	－
		教育・訓練	－

東海第二発電所

原子炉制御室等

第 26 条　原子炉制御室等

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　中央制御室から外の状況を把握する設備

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

3.　別添

別添 1　原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3　運用，手順説明資料　原子炉制御室等

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表　設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条要求事項

設置許可基準規則第 26 条 （原子炉制御室等）	技術基準規則第 38 条 （原子炉制御室等）	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一　設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとすること。	発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。 2　原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。	変更なし
二　発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとすること。	3　原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	追加要求事項

設置許可基準規則第 26 条 （原子炉制御室等）	技術基準規則第 38 条 （原子炉制御室等）	備考
三　発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとすること。	第 2 項と同じ	変更なし
2　発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。	4　発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	変更なし

設置許可基準規則第 26 条 （原子炉制御室等）	技術基準規則第 38 条 （原子炉制御室等）	備考
3　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。	5　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。	変更なし
－	6　原子炉制御室には，酸素濃度計を施設しなければならない。	追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

ａ．設計基準対象施設

(u)　中央制御室

中央制御室は，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータを監視できるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため，監視カメラ，気象観測設備及び公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し，中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

発電用原子炉施設には，火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において，中央制御室以外の場所から，発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能

を有する装置を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に，発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また，中央制御室内にとどまり，必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他，運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため，気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室には，炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

ヘ　計測制御系統施設の構造及び設備

(5)　その他の主要な事項

（vi）　中央制御室

中央制御室は，設計基準対象施設の健全性を確認するために必要な

パラメータを監視できるとともに，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。また，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため，監視カメラ，気象観測設備，公的機関から気象情報を入手できる設備等を設置し，中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

発電用原子炉施設には，火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において，中央制御室以外の場所から，発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設ける設計とする。

気体状の放射性物質並びに火災等により発生する燃焼ガス，ばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に，発電用原子炉の運転停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく中央制御室に入ることができるようにする。また，中央制御室内にとどまり，必要な操作を行う運転員

が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。その他，運転員その他従事者が中央制御室にとどまるため，気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。さらに，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

中央制御室には，炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，可搬型照明（ＳＡ），中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット，中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ），中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

【説明資料(2.4.1:p26 条-別添 1-29)(2.4.2:p26 条-別添 1-31)(2.4.3:

p26 条-別添 1-32）（2.4.4：p26 条-別添 1-40）】

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室換気系は，重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファン高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け，外気との連絡口を遮断し，中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とすることにより，放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また，炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において，中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）で正圧化することにより，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の性能とあいまって，運転員の実効線量が７日間で100mSvを超えない設計とする。

また，全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し，その実施のための体制を整備する。

外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，

外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室待避室に待避した運転員が，緊急時対策所と通信連絡を行うため，衛星電話設備（可搬型）（待避室）を使用する。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室待避室に待避した運転員が，中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置する。

データ表示装置（待避室）は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

想定される重大事故等時において，設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として，可搬型照明（ＳＡ）は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため，

中央制御室待避室差圧計を設置する。

また，中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

重大事故等が発生し，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果，運転員の汚染が確認された場合は，運転員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また，照明については，可搬型照明（ＳＡ）により確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置を使用する。原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，配管・弁類及び計測制御装置等で構成し，非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，閉状態を維持できる，又は開放時に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止できる設計とする。また，ブローアウトパネル閉止装置は現

場において，人力により操作できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，ブローアウトパネル閉止装置は，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，「チ（1）（ⅳ）遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット，中央制御室待避室空気ボンベユニットは，「チ（1）（ⅴ）換気空調設備」に記載する。

常設代替交流電源設備については，「ヌ（2）（ⅳ）代替電源設備」に記載する。

［常設重大事故等対処設備］

中央制御室遮蔽

（「チ（1）（ⅳ）遮蔽設備」と兼用）

中央制御室待避室遮蔽

（「チ（1）（ⅳ）遮蔽設備」と兼用）

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「チ（1）（ⅴ）換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタ系ファン

（「チ（1）（ⅴ）換気空調設備」と兼用）

中央制御室換気系フィルタユニット

（「チ（1）（ⅴ）換気空調設備」と兼用）

中央制御室待避室差圧計

（「チ（1）（ⅴ）換気空調設備」と兼用）

非常用ガス処理系排風機

（「リ（4）(iv)原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）

非常用ガス処理系フィルタトレイン

（「リ（4）(iv)原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）

非常用ガス再循環系排風機

（「リ（4）(iv)原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

（「リ(4)(ⅳ)　原子炉建屋ガス処理系」他と兼用）

ブローアウトパネル閉止装置

（「リ(4)(ⅳ)　原子炉建屋ガス処理系」と兼用）

個　　数　　10

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

（「チ（1）（ⅳ）遮蔽設備」と兼用）

可搬型照明（ＳＡ）

個　　数　　7（予備2）

衛星電話設備（可搬型）（待避室）

個　　数　　一式

データ表示装置（待避室）

個　　数　　一式

酸素濃度計

個　　数　　1（予備1）

二酸化炭素濃度計

個　　数　　1（予備1）

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

チ　放射線管理施設の構造及び設備

(1)　屋内管理用の主要な設備の種類

（ⅳ）　遮蔽設備

放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するため，遮蔽設備を設ける。

ａ．中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は，原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，中央制御室にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，100mSvを下回るよう設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として，中央制御室遮蔽を設ける。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室内に中央制御室待避室を設け，中央制御室待避室には，遮蔽設備として，中央制御室待避室遮蔽を設ける。

［常設重大事故等対処設備］

中央制御室遮蔽

（「ヘ(5)(ⅵ)中央制御室」と兼用）　　一式

中央制御室遮蔽は，設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

中央制御室待避室遮蔽

（「ヘ(5)(ⅵ)中央制御室」と兼用）　　一式

（ⅴ）　換気空調設備

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに，空気中の放射性物質の除去・低減及び火災により発生するばい煙等に対する隔離が可能な換気設備を設ける。

中央制御室には，炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

ａ．中央制御室換気系

中央制御室等の換気及び冷暖房を行うための中央制御室換気系を設ける。

中央制御室換気系には，通常のラインの他，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け，設計基準事故時には外気との連絡口を遮断し，中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対し，中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し，閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室換気系は，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設ける。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室換気系空気調和機ファン

（「ヘ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

台	数	1（予備1）
容	量	約42,500 m^3／h（1台当たり）

中央制御室換気系フィルタ系ファン

（「ヘ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

台	数	1（予備1）
容	量	約5,100 m^3／h（1台当たり）

中央制御室換気系フィルタユニット

（「ヘ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

基	数	1（予備1）
粒子除去効率		99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子）
よう素除去効率		97%以上（総合除去効率）

b．中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に

放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室待避室を正圧化し，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として，中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を設ける。

［常設重大事故等対処設備］

中央制御室待避室差圧計

（「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

個　　数　　1

［可搬型重大事故等対処設備］

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

（「へ(5)(vi)中央制御室」と兼用）

本　　数	13（予備7）
容　　量	約47L／本
充填圧力	約15MPa［gage］

(2)　安全設計方針

該当なし

(3)　適合性説明

(原子炉制御室等)

第二十六条　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一　設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとすること。

二　発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとすること。

三　発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとすること。

2　発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。

3　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災によ

り発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

第１項第１号及び第３号について

中央制御室は，発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに，安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には，これを行うことができる設計とする。

(1)　発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作を行うことができる設計とする。

(2)　炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリ及びそれらの関連する系統の健全性を確保するため，炉心の中性子束，制御棒位置，一次冷却材の圧力・温度・流量，原子炉水位，原子炉格納容器内の圧力・温度等の主要パラメータの監視が可能な設計とする。

(3)　事故時において，事故の状態を知り対策を講じるために必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力・温度等の監視が可能な設計とする。

第１項第２号について

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等に加え，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，陸側）を，屋外に暗視機能等を持った監視カメラを遠隔操作することにより中央制御室にて把握することができる設計とする。

また，津波，竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは，気象観測設備等にて測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

さらに，中央制御室に公的機関から気象情報を入手できる設備を設置し，地震，津波，竜巻情報等を入手できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

第２項について

火災その他の異常な事態により，中央制御室内で原子炉停止操作が行えない場合でも，中央制御室以外の適切な場所から発電用原子炉を直ちに停止するとともに高温停止状態を維持できる設計とする。

(1)　中央制御室外において,原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により発電用原子炉をスクラムさせる。発電用原子炉を直ちに停止した後，中央制御室外原子炉停止装置により，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，残留熱除去系等を使用して，発電用原子炉を高温停止状態に安全に維持することができる設計とする。

(2)　また，中央制御室外原子炉停止装置により，上記高温停止状態から残留熱除去系等を使用して，適切な手順により発電用原子炉を低温停止状態に導くことができる設計とする。

第３項について

発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は，中央制御室に集中して設ける。

中央制御室において火災が発生する可能性を抑えるように，中央制御室内の主要ケーブル，制御盤は不燃性，難燃性の材料を使用する。

なお，通信機器等については実用上可能な限り不燃性，難燃性の材料を使用する。

万一事故が発生した際には，次のような対策により運転員その他従事者が

中央制御室に接近可能であり，中央制御室内の運転員その他従事者に対し，過度の被ばくがないように考慮し，中央制御室内にとどまり，事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

(1)　想定される最も苛酷な事故時においても，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設ける。ここで想定される最も過酷な事故時としては，原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とし，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号平成21年8月12日）」に定める想定事故相当のソースタームを基とした数値，評価手法及び評価条件を使用して評価を行う。

(2)　中央制御室換気系は，事故時には外気との連絡口を遮断し，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員その他の従事者を過度の被ばくから防護することができるように設計する。

(3)　中央制御室は，中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物を想定しても中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し，閉回路循環方式に切り換えることにより，運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計とする。

なお，事故時において，中央制御室への外気取入れを一時停止した場合に，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

1.3　気象等

該当なし。

1.4　設備等（手順等含む）

6.10　制御室

6.10.1　通常運転時等

6.10.1.2　設計方針

(1)　発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は，中央制御室に配置し，集中的に監視及び制御が行えるようにする。また，制御盤は誤操作，誤判断を防止でき，かつ，操作が容易に行えるように人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。また，中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失，ばい煙や有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気の悪化及び凍結）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

(2)　設計基準事故時においても，運転員が中央制御室内にとどまって，必要な操作，措置がとれるようにする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

(3)　中央制御室内での操作が困難な場合には，中央制御室以外からも，原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導けるようにする。

(4)　計測制御装置，制御盤には実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を用いる。

(5)　中央制御室から原子炉施設内の必要な箇所に指示・連絡が行えるようにする。

(6)　昼夜にわたり，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計とす

る。

(7)　中央制御室には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

(8)　炉心の著しい損傷が発生した場合であって，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても,運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計とする。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-26）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

6.10.1.3　主要設備の仕様

中央制御室の主要機器仕様を第 6.10－1 表に示す。

6.10.1.4　主要設備

6.10.1.4.1　中央制御室

中央制御室は，原子炉建屋付属棟内に設置し，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に，従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう，これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後 30 日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。換気系統は他と独

立して設け，事故時には外気との連絡口を遮断し，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし運転員その他従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

【説明資料（2.2.1：p26 条-別添 1-25）（2.2.2：p26 条-別添 1-26）】

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置し，中央制御室で監視できる設計とする。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.3：p26 条-別添 1-22）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）（2.1.5：p26 条-別添 1-24）】

中央制御室は，当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震，内部火災，内部溢水，外部電源喪失，ばい煙及び有毒ガス，降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに凍結）を想定しても，適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は，耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，主制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

（内部火災）

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに，常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし，火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程に定め，運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また，中央制御室床下コンクリートピットに火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能なハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置することにより，火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

（内部溢水）

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため，溢水源とならないことから，消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

（外部電源喪失）

中央制御室における運転操作に必要な照明は，地震，風（台風），竜

巻，積雪，落雷，外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には，非常用ディーゼル発電機が起動することにより，操作に必要な照明用電源を確保し，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また，直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し，容易に操作ができる設計とする。

（ばい煙等による中央制御室内雰囲気の悪化）

外部火災により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化に対しては，手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

（凍結による操作環境への影響）

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については，「1.1.1.4 外部からの衝撃」で選定した発電所敷地で想定される自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象や発電所構内の状況を把握できるように，以下の設備を設置する。

ａ．監視カメラ

想定される自然現象等（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突及

び高潮）の影響について，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，陸側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

【説明資料(2.1.1:p26 条-別添 1-17)(2.1.2:p26 条-別添 1-20)(2.1.3:p26 条-別添 1-22)】

ｂ．気象観測設備等の設置

風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電所構内の状況を把握するため，風向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波及び高潮については，津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

【説明資料（2.1.2：p26 条-別添 1-20）（2.1.4：p26 条-別添 1-23）】

ｃ．公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

【説明資料（2.1.1：p26 条-別添 1-17）】

(1)　計測制御装置

中央制御室には，発電所を安全に運転するために必要とされる，以下の計測制御装置が設置されている。

ａ．原子炉補助設備関係

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，原子炉

隔離時冷却系，隔離弁，再循環系，原子炉冷却材浄化系等の計測制御装置

ｂ．原子炉制御関係

中性子計装，制御棒操作系，ほう酸水注入系等の計測制御装置

ｃ．タービン補機関係

給水系，復水系，循環水系，補機冷却系等の計測制御装置

ｄ．タービン発電機関係

タービン及び発電機の計測制御装置

ｅ．所内電気回路関係

所内電気回路及びディーゼル発電機の計測制御装置

ｆ．放射線計装関係

エリア及びプロセス放射線モニタ用計測制御装置

ｇ．中性子計装関係

中性子計装用増幅器，電源装置等

ｈ．タービン発電機の保護及び記録関係

タービン，発電機，所内電気回路の保護継電器，記録計等

ｉ．原子炉プラントプロセス計装関係

再循環系，ジェット・ポンプ系，給水系等の計測制御装置

ｊ．原子炉緊急停止系関係

原子炉緊急停止系用継電器等

ｋ．制御棒操作系関係

制御棒操作系用継電器等

ｌ．格納容器内ガス濃度制御及び原子炉建屋ガス処理関係

格納容器内ガス濃度制御系，原子炉建屋ガス処理系の継電器及び格納容器内水素，酸素濃度モニタ計測装置等

ｍ．送電線関係

275KV，154KV 開閉所及び送電線の計測制御装置

ｎ．運転監視用計算機関係

計算機コンソール，プリンタ等

ｏ．屋外監視関係

監視カメラ

(2)　中央制御室換気系

中央制御室の換気系統は，設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため，他の換気系とは独立に外気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットに通して取り入れるか，又は外気との連絡口を遮断し中央制御室フィルタユニットを通して閉回路循環できるように設計する。（「8.2　換気空調設備」参照）

(3)　中央制御室遮蔽

中央制御室には，設計基準事故時に中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が，過度な被ばくを受けないように遮蔽を設ける。（「8.3　遮蔽設備」参照）

(4)　通信連絡設備及び照明設備

中央制御室には,通信連絡設備及び照明設備を設ける。通信連絡設備は，建屋内外に指示が行えるように，送受話器，電力保安通信用電話設備等を設ける。（「10.11　安全避難通路等」及び「10.12　通信連絡設備」参照）

6.10.1.4.2　中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は，中央制御室から十分離れた場所に設置し，中央制御室で操作が困難な場合に，原子炉をスクラム後の高温状態か

ら低温状態に安全かつ容易に導くためのものである。

原子炉のスクラムは，中央制御室外において，原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により行うことができる。

中央制御室外原子炉停止装置は，その盤面に設ける切替スイッチを本装置側に切り替えることにより，中央制御室とは，独立して使用できる。

中央制御室外原子炉停止装置には,逃がし安全弁,原子炉隔離時冷却系,残留熱除去系等の計測制御装置及び建屋内の必要箇所と連絡可能な通信設備を設ける。

6.10.1.5　手順等

(1)　手順に基づき，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境確認を行う。

(2)　手順に基づき，監視カメラ及び気象観測設備等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに，公的機関から気象情報を入手できる設備により必要な情報を入手する。

6.10.1.6　試験検査

中央制御室及び中央制御室外原子炉停止装置室にある監視及び制御装置は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.10.1.7　評価

(1)　中央制御室には原子炉施設の主要な計測及び制御装置を設けており，集中的に監視及び制御を行うことができる。また，制御盤は誤操作，誤判断を防止でき，かつ，操作を容易に行えるよう人間工学的な観点からの考慮を行う設計としている。

(2)　中央制御室は，想定される最も過酷な事故時においても，運転員が中央制御室にとどまって，必要な操作，措置がとれるような遮蔽設計及び換気設計としている。

(3)　中央制御室内での操作が困難な場合には，中央制御室から十分離れた場所に設置した中央制御室外原子炉停止装置から，原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導くことができる。

(4)　計測制御装置，制御盤には実用上可能な限り，不燃性又は難燃性の材料を用い火災に対して防護する設計としている。

(5)　中央制御室には，所内通信設備，加入電話等を設けており，原子炉施設内の必要な箇所に指示が行えるとともに発電所外の必要箇所との通信連絡を行うことができる。

(6)　昼夜にわたり，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計としている。

(7)　中央制御室には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管している。

(8)　炉心の著しい損傷が発生した場合であって，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても,運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計としている。

第6.10－1表　　中央制御室の主要機器仕様

(1)　中央制御室制御盤　　一式

(2)　中央制御室外原子炉停止装置　　一式

8.　放射線管理施設

8.2　換気空調設備

8.2.1　概　　要

換気空調設備は，建屋内に清浄な空気を供給し建屋内の空気を加熱あるいは冷却して温度を制御するとともに，これら供給空気の流れを適切に保ち，建屋内の清浄区域の汚染を防止するために設けるものである。

換気空調設備は，タービン建屋換気系，中央制御室換気系，廃棄物処理棟換気系，サービス建屋換気系及び原子炉建屋換気系等から構成し，それぞれ独立な系統とする。

これらの各系統には必要に応じてフィルタ，加熱コイル，冷却コイル等を設ける。

中央制御室には，炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等が発生した場合においても，当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるように，緊急時対策所の居住性を確保するための換気空調設備として，緊急時対策所非常用換気設備を設置及び保管する。

8.2.4　主要設備

(2)　中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要を第8.2－2 図に示す。

中央制御室換気系は，他の建屋の換気系とは，完全に独立した換気系をもち，通常，一部外気を取り入れる再循環方式によって空気調節を行う。

また，事故時にも必要な運転操作が汚染の可能性なく継続できるように，外気取入口を遮断して，チャコールフィルタを通る閉回路循環方式としうるものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても，中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として,中央制御室換気系を設ける。本設備については，「6.10 制御室」に記載する。

(3) 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室待避室を正圧化し，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を設ける。本設備については，「6.10 制御室」に記載する。

第8.2－1表　中央制御室換気系設備の主要機器仕様

(2)　中央制御室換気系

ａ．中央制御室換気系空気調和機ファン

台　　数	1(予備 1)
容　　量	約 42,500m^3／h

ｂ．中央制御室換気系フィルタ系ファン

台　　数	1(予備 1)
容　　量	約 5,100m^3／h

ｃ．中央制御室換気系排気用ファン

台　　数	1
容　　量	約 3,400m^3／h

ｄ．中央制御室換気系フィルタユニット

型　　式	高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内蔵型
基　　数	1（予備 1）
粒子除去効率	99.97%以上（直径 0.5μm 以上の粒子）
よう素除去効率（総合除去効率）	97%以上

8.3　遮蔽設備

8.3.4　主要設備

8.3.4.5　中央制御室遮蔽

(1)　通常運転時等

中央制御室遮蔽は，原子炉建屋付属棟内に設置し，原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転

員が過度の被ばくを受けないように設置する。また，運転員の勤務形態を考慮し，事故後 30 日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回る遮蔽とする。

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　中央制御室から外の状況を把握する設備

(1)　想定される自然現象等の抽出

原子炉施設の外の状況として，設置許可基準規則第6条において抽出された自然現象及び外部人為事象（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突及び高潮）の他に，地震，及び，津波を想定する。

なお，外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添１に示す。

(2)　外の状況を把握するための設備の設置

ａ．監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突及び高潮）の影響について，昼夜にわたり発電所構内の状況（海側，山側）を把握することができる暗視機能等を持った津波・構内監視カメラを設置する。

津波・構内監視カメラは，発電所構内，発電用原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P.+17.1m）の影響を受けることがない高所（原子炉建屋屋上，防潮堤上）に設置する。

ｂ．気象観測設備等の設置

風（台風），竜巻，凍結，降水等による発電所構内の状況を把握するため，風向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波及び高潮については，津波監視設備として取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

(3)　公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように，中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

3.　別添

別添 1　原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3　運用，手順説明資料　原子炉制御室等

別添１

原子炉制御室について

（被ばく評価除く）

目　次

1.　概　　要

1.1　新規制基準への適合方針

1.2　設計における想定シナリオ

2.　設計方針

2.1　中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1　中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

2.1.2　津波・構内監視カメラについて

2.1.3　津波・構内監視カメラ映像サンプル

2.1.4　津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

2.1.5　中央制御室にて把握可能なパラメータ

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

2.2.1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

2.2.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

2.3　汚染の持ち込み防止について

2.4　重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1　概　　要

2.4.2　中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

2.4.3　中央制御室の居住性確保

2.4.4　中央制御室待避室の居住性確保

2.5　重大事故等時の電源設備について

3.　添付資料

3.1　中央制御室待避室の運用について

3.2　配備する資機材の数量について

3.3　チェンジングエリアについて

3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響

3.5　中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

3.6　中央制御室待避室の内部寸法について

3.7　ブローアウトパネルに係る設計方針

1.　概　　要

1.1　新規制基準への適合方針

(1)　設計基準事象への対処

原子炉制御室について,「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 38 条における追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項及びその適合方針は,以下の第1.1－1表及び第1.1－2表のとおりである。

第 1.1－1 表　「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
（原子炉制御室等） 第二十六条　発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一　設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとすること。 二　発電用原子炉施設の外の状況を把	第 26 条（原子炉制御室等） 1　第１項第１号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは，発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて，計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち，連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。 2　第１項第２号に規定する「発電用	（追加要求事項への適合方針は以下のとおり） ・中央制御室は，発

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
握する設備を有するものとすること。	原子炉施設の外の状況を把握する」とは，原子炉制御室から，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。	電用原子炉施設の外の状況を把握するために，原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により，自然現象等の外部事象を昼夜にわたり監視できる設計とする。 ・気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。 ・公的機関の警報（地震情報，大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能とする。
三　発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとすること。	3　第１項第３号において「必要な操作を手動により行う」とは，急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。	
2　発電用原子炉施設には，火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において，原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ，及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し，その後，発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ，及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。	4　第２項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは，直ちに発電用原子炉を停止し，残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。	
3　一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく原子炉制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，次の各号に掲げる場所の区分に応じ，当該各号に定める設備を設けなければならない。	5　第３項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り，又は一定期間とどまり」とは，事故発生後，事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること，及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること，並びに従事者の交替等のため接近する場合においては，放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生に関して，有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。	
一　原子炉制御室及びその近傍並びに	6　第３項第１号に規定する「有毒ガ	・「有毒ガス防護に係

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置	スの発生源」とは，有毒ガスの発生時において，運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは，有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。	る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間※内に実施することとし，今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。 ※ 経過措置：平成32年5月1日以後の最初の施設定期検査終了の日まで
二　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備，気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備		

第 1.1－2 表　「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第 38 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
（原子炉制御室等） 第三十八条　発電用原子炉施設には，原子炉制御室を施設しなければならない。	第 38 条（原子炉制御室等）	
２　原子炉制御室には，反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置，非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置，発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置，主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し，かつ，誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。		
３　原子炉制御室には，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	８　第３項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは，発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。	・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条第１項第２号に同じ。
４　発電用原子炉施設には，火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に，原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し，かつ，安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	９　第４項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは，原子炉制御室を構成する区画壁の外であって，原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい，「安全な状態に維持することができる装置」とは，原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。	
５　一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく原子炉制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，次の各号に掲げる場所の区分に応じ，当該各号に定める防護措置を講じなければならない。	１０　第５項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは，一次冷却系統に係る施設の故障，損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。 １１　第５項においては，原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り，一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁，放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	配備，着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは，運転員が必要な交替も含め，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり，必要な操作を行う期間をいう。 １２　第５項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員が原子炉制御室に入り，とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第８条における緊急時作業に係る線量限度 100mSv 以下にできるものであることをいう。 この場合における運転員の被ばく評価は，判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第１号（平成 21 年８月 12 日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。 チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉制御室換気設備の新設の際，原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際，及び，定期的に測定を行い，運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。 １３　第５項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生時において，原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には，必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備，着用等運用面の対策を含む。	・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し，運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し，実効線量が 100mSv 以下であることを確認している。 ・フィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
一　原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置	１４　第５項第１号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－９）」によること。	・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条第３項第１号に同じ。
二　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置，気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置	１５　第５項第２号に規定する「換気設備の隔離」とは，原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい，「換気設備」とは，隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。	
６　原子炉制御室には，酸素濃度計を施設しなければならない。	１４　第６項に規定する「酸素濃度計」は，設計基準事故時において，外気から原子炉制御室への空気の取り込みを，一時的に停止した場合に，事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また，所定の精度を保証するものであれば，常設設備，可搬型を問わない。	・中央制御室には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。

(2)　重大事故等への対処

原子炉制御室について,「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 59 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 74 条における追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項及びその適合方針は，以下の第 1.1－3 表のとおりである。

第 1.1－3 表　「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 第五十九条　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。	第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 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。	
	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。	（なお，重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
	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。	・中央制御室には，重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（ＳＡ）等）を設置する設計とする。 ・重大事故発生時において，運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（ＳＡ）等）は，常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	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。	・炉心の著しい損傷が発生した場合においても，中央制御室にとどまる運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。
	① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして，格納容器破損モードにおいて想定している，大破断ＬＯＣＡ時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗するシーケンス（代替循環冷却系を使用しない場合）を選定する。
	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。	・マスクの着用を考慮し，その実施のための体制を整備する。
	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。	・運転員は 5 直 2 交代勤務を前提に評価を行なうが，積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。
	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。	

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
	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。	・中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査（モニタリング）を行うためのサーベイエリア，脱衣（作業服の着替え）を行うための脱衣エリア，身体に付着した放射性物質を除染するための除染エリア及びサーベイエリア等から中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するためのクリーンエリアを設ける設計とする。 ・テントハウス及び扉付シート壁並びにチェンジングエリアと中央制御室の間の気密扉により中央制御室への汚染の持ち込みを防止する設計とする。
	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し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。	
	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こと。	

※　なお，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）も同様の記載のため，省略する。

1.2　設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて，以下に示す。

(1)　設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38 条 12 に記載のとおり,「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規)」（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定)）に基づき，仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2)　重大事故時の想定シナリオ

重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は，中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばく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事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心損傷を前提とした重大事故では，大規模な放射性物質の放出が想定されるため，中央制御室の被ばく評価は厳しくなる。さらに，格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は，中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

重大事故時における対応として，代替循環冷却系を使用できず，格納容器ベントを実施する場合は，格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイによる圧力抑制効果を高くする観点で，格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため，代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり，大気への放

射性物質の放出量が多くなる。さらに，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達した時点で，格納容器ベントを実施するため，放射性物質の放出量が多くなる。

また，原子炉建屋ガス処理系の起動により，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出率低減効果に期待できることから，事象進展が早く原子炉建屋ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量が多いほど，大気への放出量が多くなる。さらに，炉心損傷時間が早いほど，早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため，格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。

以上より，代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合，さらに，炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス処理系の起動までの時間が長い場合には，放射性物質の放出量が多くなる。

第 1.2－1 表に重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響を示す。第 1.2－1 表に示すとおり，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした重大事故のうち，炉心損傷時間が早く，格納容器ベントを実施する「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため，この事象を中央制御室の被ばく評価で想定する事象として選定する。

第 1.2－1 表　重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

<table>
<tr><td rowspan="3">事象</td><td colspan="3">重大事故</td><td rowspan="3">中央制御室被ばく評価への影響</td></tr>
<tr><td colspan="2">静的負荷シナリオ※1</td><td>ＤＣＨ
シナリオ※2</td></tr>
<tr><td>代替循環冷却系を使用する</td><td>代替循環冷却系を使用できない</td><td>代替循環冷却系を使用する</td></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器ベント</td><td>実施しない</td><td>実施する</td><td>実施しない</td><td rowspan="2">格納容器圧力が高い状態で推移すると，格納容器からの漏えい率が大きくなり，放出量が多くなる。
格納容器ベントを実施すると，放射性物質が大気へ放出されるため，放出量が多くなる。</td></tr>
<tr><td>代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。</td><td>格納容器圧力は高い状態で推移する。また，格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。</td><td>代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">炉心損傷時間
（燃料被覆管温度 1,000K 到達時間を想定）</td><td colspan="2">約 4 分</td><td>約 39 分</td><td rowspan="2">大気への放出率低減効果に期待できる原子炉建屋ガス処理系の起動（事象発生 2 時間後）までに，炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。</td></tr>
<tr><td colspan="2">大破断ＬＯＣＡを想定しており，早期（原子炉建屋ガス処理系起動前）に炉心損傷に至る。</td><td>静的負荷シナリオよりは遅いが，原子炉建屋ガス処理系起動前に炉心損傷に至る。</td></tr>
</table>

※1　格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」の事故シーケンス「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）

※2　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋ＤＣＨ」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮),「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ（ペデスタル)，デブリ冷却失敗（ペデスタル)」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定

2.　設計方針

2.1　中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1　中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで，中央制御室内にて発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の外の状況の把握が可能な設計とする。概略を第2.1－1図に，配置を第2.1－2図に示す。

(1)　津波・構内監視カメラ

原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突，高潮，地震及び津波）並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉施設への影響の概況を原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により，昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2)　取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3)　気象観測設備

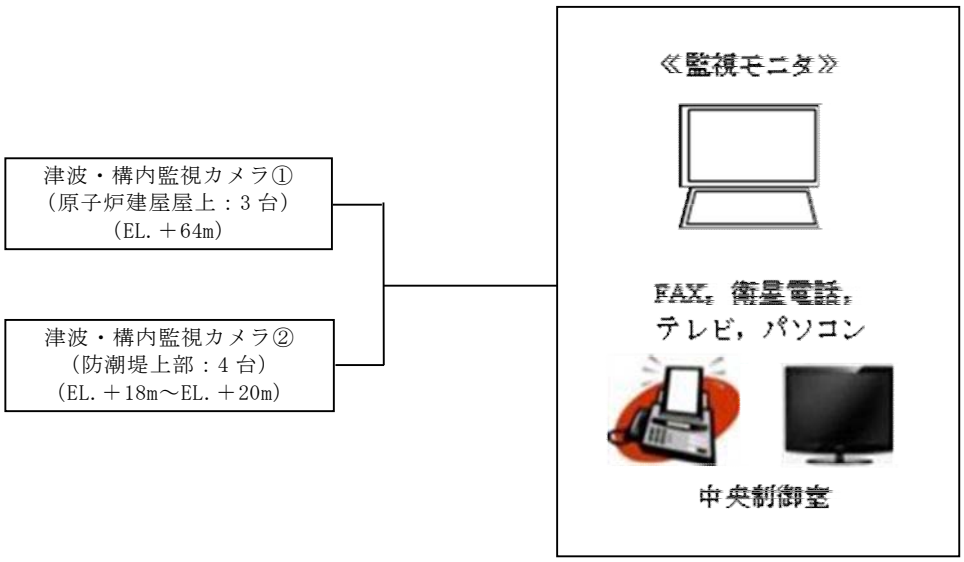
発電所構内に設置している気象観測設備により，風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また，周辺モニタリング設備により，発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

：ＤＢ範囲

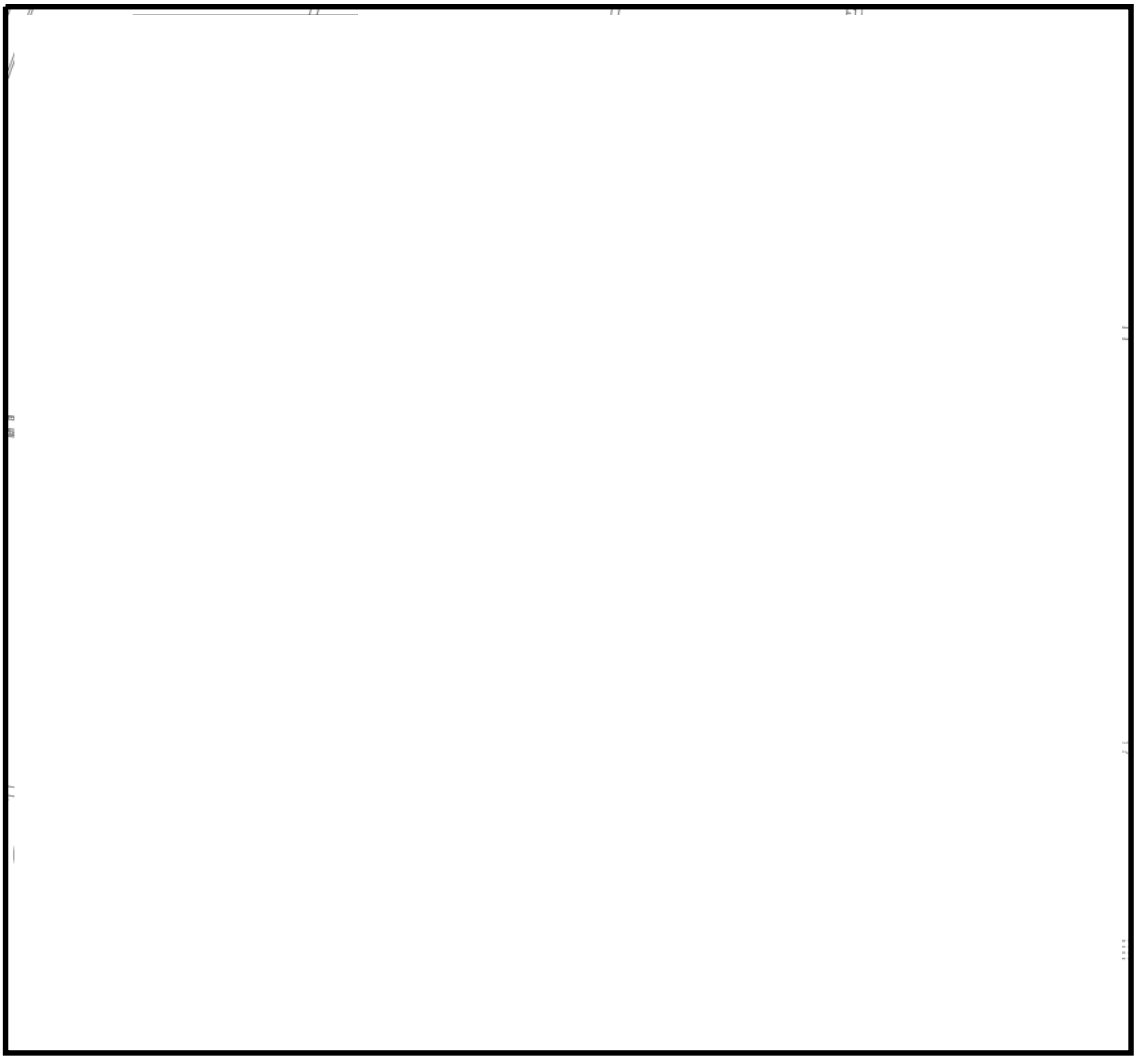
(4)　公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関等からの地震，津波，竜巻情報等を入手するために，中央制御室に電話，FAX 等を設置する。また，社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで，雷・降雨予報，天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。



第 2.1－1 図　中央制御室における外部状況把握の概略

：ＤＢ範囲



第 2.1－2 図　中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

：ＤＢ範囲

2.1.2　津波・構内監視カメラについて

津波・構内監視カメラは，原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，森林火災，近隣工場等の火災，船舶の衝突，高潮，地震及び津波）並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P.＋17.1m）の影響を受けることがない高所に設置する。

第 2.1－1 表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

津波・構内監視カメラは，取付け部材，周辺の建物，設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし，一部死角となるエリアがあるが，発電所構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり，その他の監視可能な領域の監視により，原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また，一部死角となるタービン建屋付近に設置する主変圧器及び起動変圧器については，津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能であるため，自然現象等による影響を十分把握可能である。なお，中央制御室にて警報による監視も可能である。

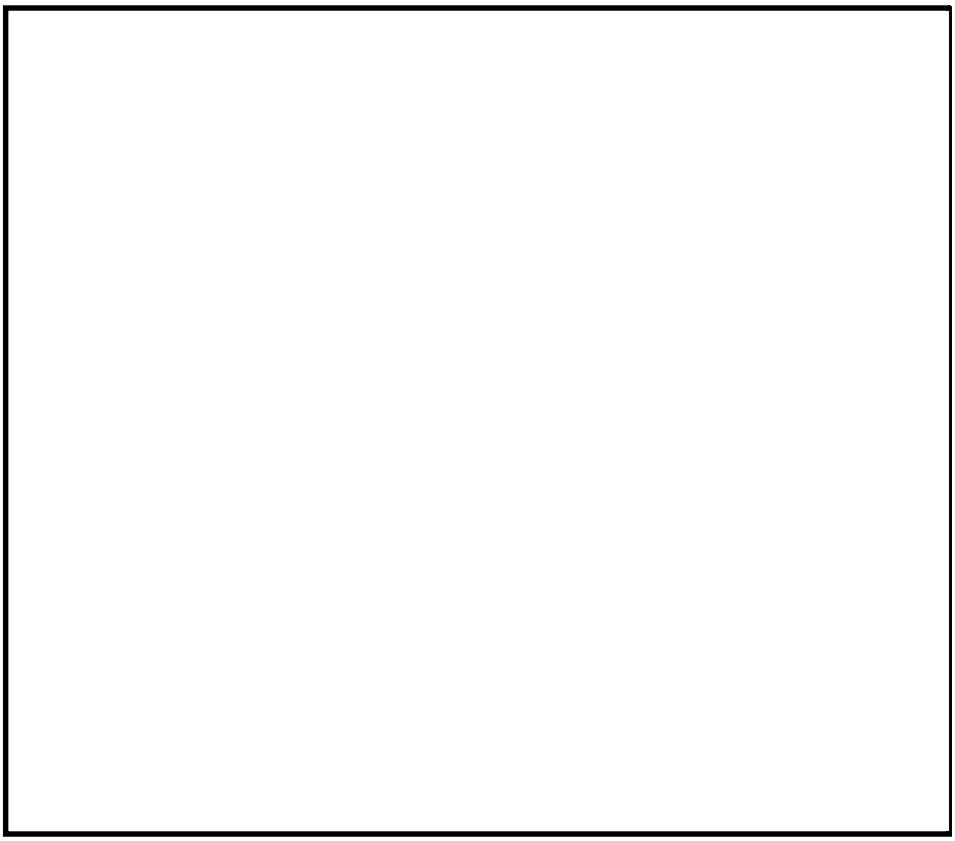
同エリアにあるアクセスルートについては，目視監視を行う時間が確保できることから，問題はない。津波・構内監視カメラが監視可能な原子炉施設及び周辺の発電所構内範囲を第 2.1－3 図に示す。

なお，可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては，赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は，津波・構内監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで，外部状況の把握に努めつつ，気象等に関する公的機関からの情報も参考とし，原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

：ＤＢ範囲

第 2.1－1 表　津波・構内監視カメラの概要

	津波・構内監視カメラ
外　観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動：360°（連続），垂直可動：±90°
夜間監視	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Ｓクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重，堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重，堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台　数	原子炉建屋屋上 3 台，防潮堤上部 4 台



※1　一部死角となるエリアがあるが，死角となるのは，構内のタービン建屋付近（主変圧器，起動変圧器）等のごく限られた場所であり，その他の監視可能な領域の監視により，原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 2.1－3 図　津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

：ＤＢ範囲

2.1.3　津波・構内監視カメラ映像サンプル

中央制御室において，津波・構内監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 2.1－4 図に示す。

また，津波・構内監視カメラの撮影方向を第 2.1－5 図に示す。

：ＤＢ範囲

2.1.4　津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに「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6条に記載されている「想定される自然現象」及び「原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1－2表に示す。

第2.1－2表　津波･構内監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条 選定事象※1		第4条	第5条	把握できる原子炉施設の外の状況
	自　然	人　為	地　震	津　波	
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜　巻	○				
降　水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
積　雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落　雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火　山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
高　潮	○				高潮・津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津　波				○	
地　震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
外部火災※2	○	○			火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突		○			発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

※1　6条まとめ資料「東海第二発電所　外部からの衝撃による損傷の防止について」参照
※2　外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

：ＤＢ範囲

2.1.5　中央制御室にて把握可能なパラメータ

津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータを第2.1－3表に示す。

第2.1－3表　津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

パラメータ		測定レンジ	測定レンジの考え方
大気温度		－10℃～40℃	測定下限は，凍結リスクが生じる 0℃をカバーできる設定とする。
雨量		0～49.5 mm （記録紙印字幅）	積算雨量を記録紙に印字し，50 mmを超えると記録紙は再度 0mmから印字する。1 時間当たりの積算雨量から，1 時間雨量（mm／h）を読みとることができる設計とする。
風向 （EL.＋18m／EL.＋89m／EL.＋148m）		0～540°　（N～S）	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計とする。
風速 （EL.＋18m／EL.＋89m／EL.＋148m）		0～30m／s （10 分間平均値）	陸地内部で通常起こりうる風速を測定できる設定とする。
日射量		0～1.2kW／m^2	大気安定度を識別できる設計とする。
放射収支量		0.05kw／ m^2 ～－0.25kW／m^2	
取水口潮位（新設）		EL.－5.0m～20.0m	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため，常用系ポンプの停止水位及び非常用海水系ポンプの取水可能水位（－6.08m）を把握可能な設計とする。 なお，設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。（第2.1－3表）
取水ピット水位（新設）		EL.－7.8m～2.3m	
空間線量率 （モニタリング・ポストA～D）	低レンジ	10^{1}nGy／h～10^{5}nGy／h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{8}nGy／h=10^{-1}Gy／h）を満足する設計とする。
	高レンジ	10^{-8}Gy／h～10^{-1}Gy／h	

：ＤＢ範囲

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計ついて

2.2.1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため，中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を第 2.2－1 表に示す。

第 2.2－1 表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電　源	電　　源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ＮＤＩＲ（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S.
	電　源	電　　源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

2.2.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

「労働安全衛生法」，ＪＥＡＣ4622－2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び「鉱山保安法施行規則」を踏まえ，酸素濃度が 19%を下回るおそれのある場合又は二酸化炭素濃度が 1.0%を上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は，以下のとおりである。

「酸素濃度の人体への影響について」を第 2.2－2 表に，「二酸化炭素濃度の人体への影響について」を第 2.2－3 表に示す。

(1)　酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）
（定義）
第二条　この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。
一　酸素欠乏　空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）
第五条　事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあっては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）
第十六条の一
一　鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

第 2.2－2 表　酸素濃度の人体への影響について（[出典] 厚生労働省ホームページ（抜粋））

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
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

：ＤＢ範囲　：ＳＡ範囲

(2)　二酸化炭素濃度

「鉱山保安法施行規則」（一部抜粋）
第十六条の一
一　鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

ＪＥＡＣ4622－2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」　（一部抜粋）
【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み
中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内の CO_2 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。
(1)　許容 CO_2 濃度
事務所衛生基準規則（昭和 47 年労働省令第 43 号，最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号）により，事務室内の CO_2 濃度は 100 万分の 5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室の CO_2 濃度もこれに準拠する。
したがって，中央制御室居住性の評価に当たっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

第 2.2－3 表　二酸化炭素濃度の人体への影響について（[出典] 消防庁「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」平成 8 年 9 月 20 日）

二酸化炭素濃度	症状発現までの暴露時間	人体への影響
＜ 2%		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% ＜	＜ 数分	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり
30%	8～12 呼吸	同上

：ＤＢ範囲　：ＳＡ範囲

2.3　汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋内で中央制御室バウンダリに隣接した場所である空調機械室内に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，可搬型照明（ＳＡ）を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概要図を第 2.3－1 図に示す。

第 2.3－1 図　中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概要図

：ＳＡ範囲

2.4　重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1　概　　要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備として，遮蔽設備，換気系設備，通信連絡設備，データ表示装置（待避室），照明設備，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置又は保管する。

中央制御室は，周囲に遮蔽が設置されており，重大事故等が発生した場合に中央制御室換気系給排気隔離弁により外気との連絡口を遮断し，空気調和機ファン及びフィルタ系ファンによる高粒子フィルタ及びチャコールフィルタを通した閉回路循環方式とし，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は，中央制御室内に設置し，中央制御室待避室空気ボンベユニットにより中央制御室待避室内の遮蔽に囲まれた空間を正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。また，中央制御室待避室は，重大事故時に格納容器圧力逃がし装置を作動させた場合においても，中央制御室にとどまる必要のある最低限の要員である３名を収容可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，居住性を確保していることの確認が可能な設計とする。また，中央制御室に保管している可搬型照明（ＳＡ）及びデータ表示装置（待避室）を中

：ＳＡ範囲

央制御室待避室に設置することで,継続的にプラントの監視を行うとともに,通信連絡設備により外部との連絡を可能とし，必要に応じて中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

：ＳＡ範囲

2.4.2　中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室待避室正圧化バウンダリは，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，中央制御室待避室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室の設計最高温度である 48.9℃，隣接区画の温度を外気の設計最低温度である－12.7℃と仮定すると，中央制御室待避室の天井高さは最大約 2m であるため，以下のとおり約 5.1Pa［gage］の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。

⊿P＝｛(－12.7℃の乾き空気密度［kg／m^3］)－(＋48.9℃の乾き空気の密度［kg／m^3］)｝×天井高さ［m］

＝(1.3555［kg／m^3］－1.0963［kg／m^3］)×2［m］

＝0.5184［kg／m^2］

≒5.1［Pa［gage］］

このため，正圧化バウンダリの必要差圧は，設計裕度を考慮して隣接区画＋10Pa［gage］とする。

：ＳＡ範囲

2.4.3　中央制御室の居住性確保

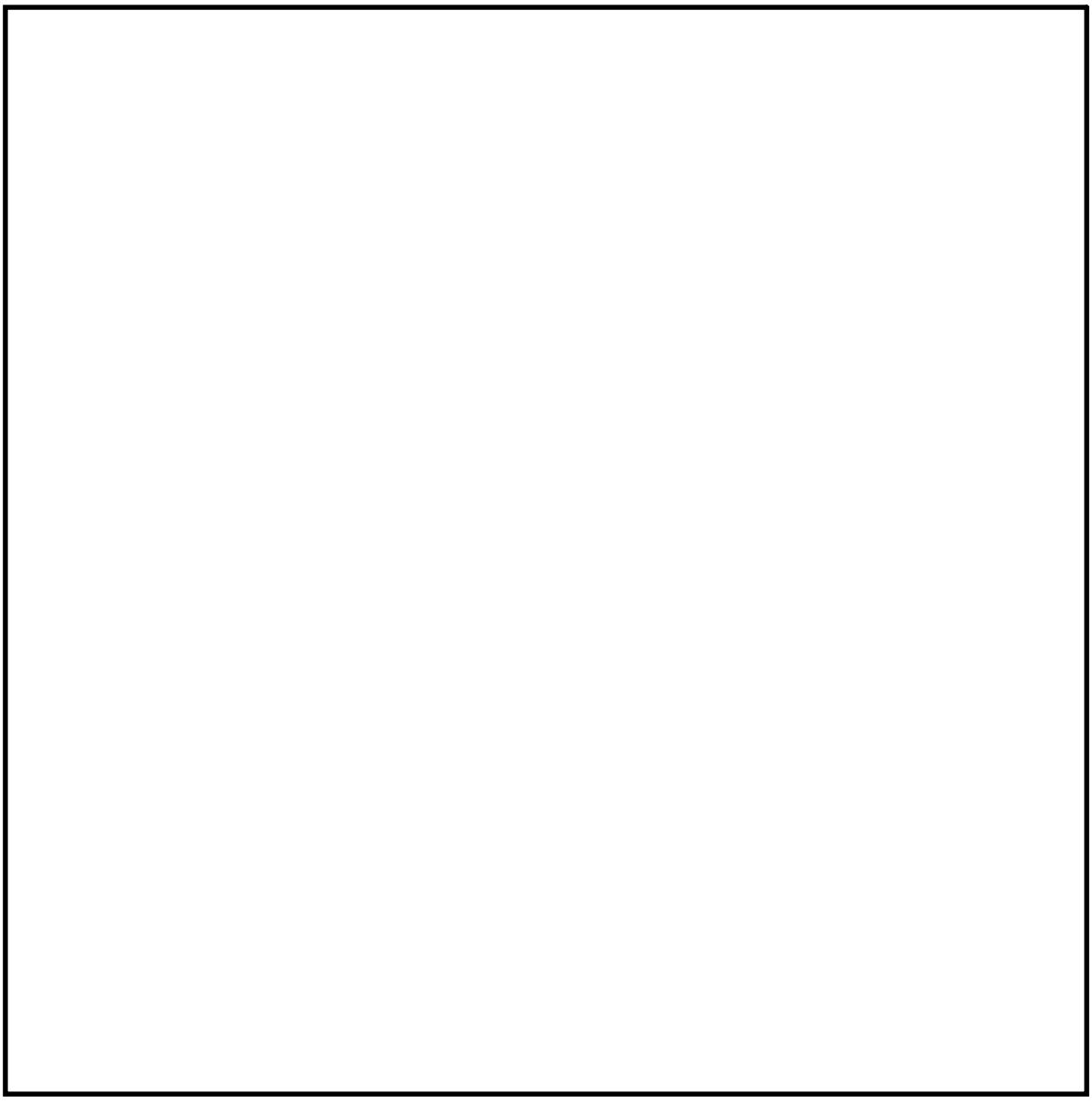
(1)　設計方針

中央制御室は，放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。通常時において，中央制御室換気系は，外気を一部取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが，重大事故等時においては，外気取入れのための中央制御室換気系給排気隔離弁を全閉とし，中央制御室換気系を閉回路循環方式とすることで，フィルタを介さない外気の中央制御室内への流入を防止する設計とする。また，原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

：ＳＡ範囲

(2)　遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備は，コンクリート厚さ[　　]の建屋躯体と一体となった壁であり，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。第 2.4－1 図に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



第 2.4－1 図　中央制御室遮蔽　配置図

：ＳＡ範囲

(3)　中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要図を，第 2.4－2 図に示す。

重大事故等時において，中央制御室換気系は，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け，外気との連絡口を遮断し，中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお，外気との遮断は，中央制御室換気系給気隔離弁 4 個及び中央制御室換気系排気隔離弁 2 個の合計 6 個により行い，全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により，中央制御室からスイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。また，中央制御室排煙装置との隔離は，中央制御室換気系排煙装置隔離弁 3 個により行い，全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系は，外気との遮断が長期にわたり，室内の環境条件が悪化した場合には，外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。なお，中央制御室換気系については，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から受電するまでの間は起動しないが，居住性に係る被ばく評価においては，全交流動力電源喪失後，2時間後に起動することを条件として評価しており，居住性を確保できることを確認している。

【設備仕様】

・中央制御室換気系空気調和機ファン

台　　数　　1（予備1）

：ＳＡ範囲

容　　量　　約42,500m^3／h（1台当たり）

・中央制御室換気系フィルタ系ファン

台　　数　　1（予備1）

容　　量　　約5,100m^3／h（1台当たり）

・中央制御室換気系フィルタユニット

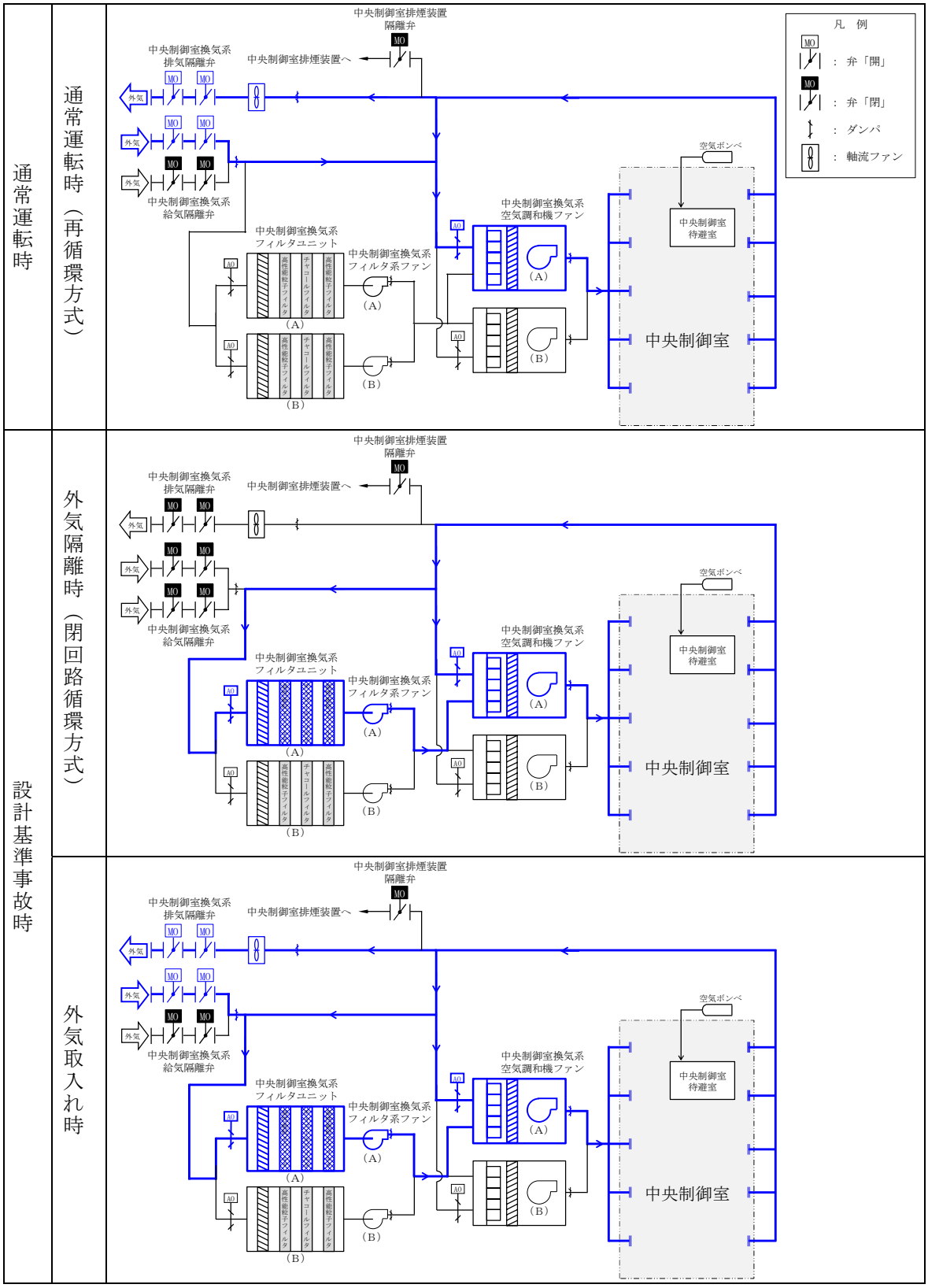
型　　式　　高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内蔵型

基　　数　　1（予備1）

粒子除去効率　　99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子）

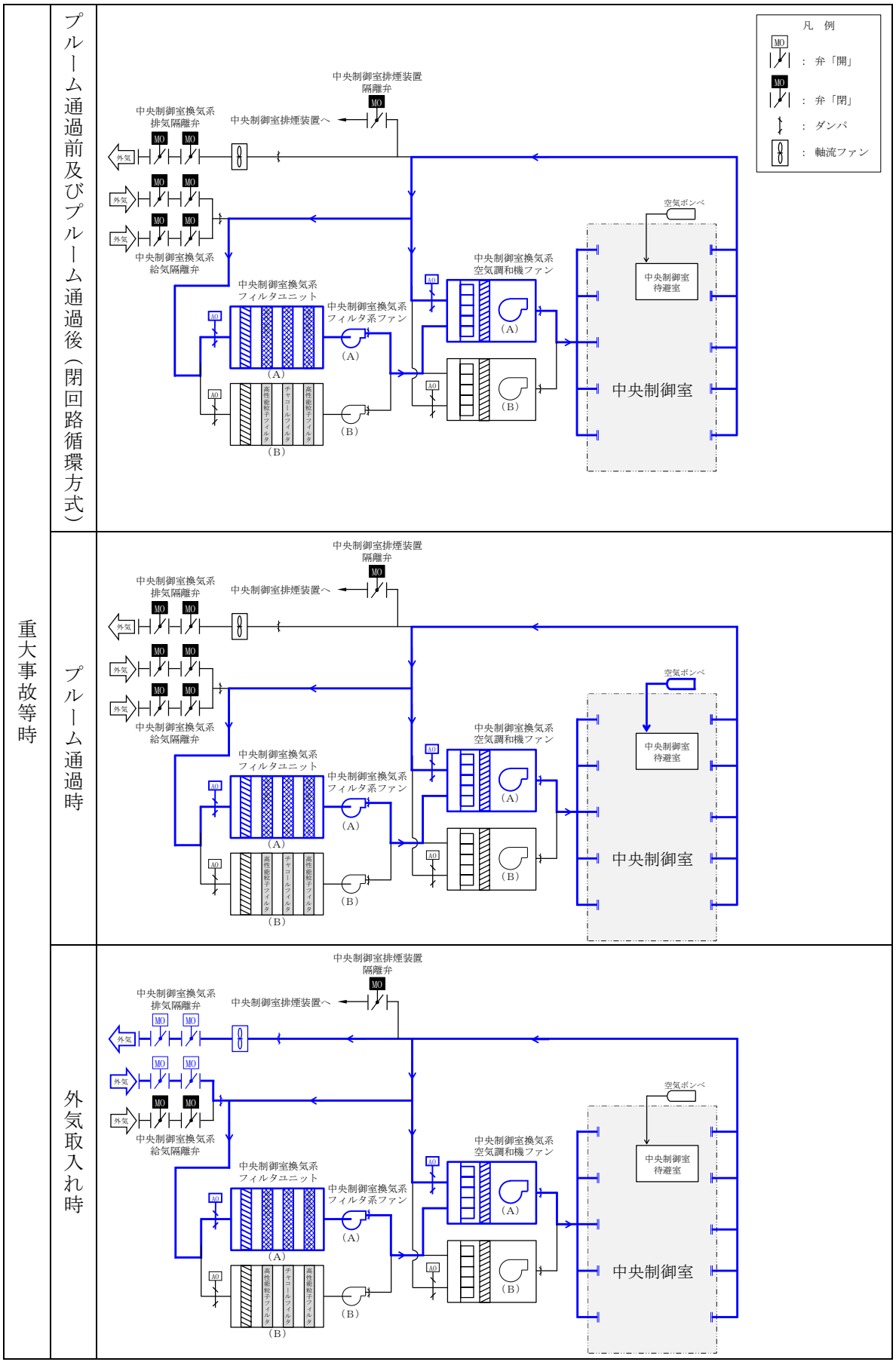
よう素除去効率（総合除去効率）　　97%以上

：ＳＡ範囲



第 2.4－2 図　中央制御室換気系　系統概要図（1／2）

：ＤＢ範囲



第 2.4－2 図　中央制御室換気系　系統概要図（2／2）

：ＳＡ範囲

(4)　原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は,炉心の著しい損傷が発生した場合においても,原子炉格納容器から漏えいする放射性物質による運転員の被ばくを低減するために設置している。

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，非常用ガス処理系フィルタトレイン，非常用ガス再循環系フィルタトレイン，配管・弁類，計測制御装置等で構成する。

原子炉建屋ガス処理系の概要図を第 2.4－3 図に示す。

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

また，重大事故等時において，炉心の著しい損傷が発生し，原子炉建屋ガス処理系を起動する際に，ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には，ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し，ブローアウトパネル開口部を閉止することで，原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し，中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお，ブローアウトパネル閉止装置は，人力での閉操作も可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

：ＳＡ範囲

【設備仕様】

・非常用ガス処理系排風機

種　　類	遠心型
容　　量	3,570m^3／h
台　　数	1（予備1）

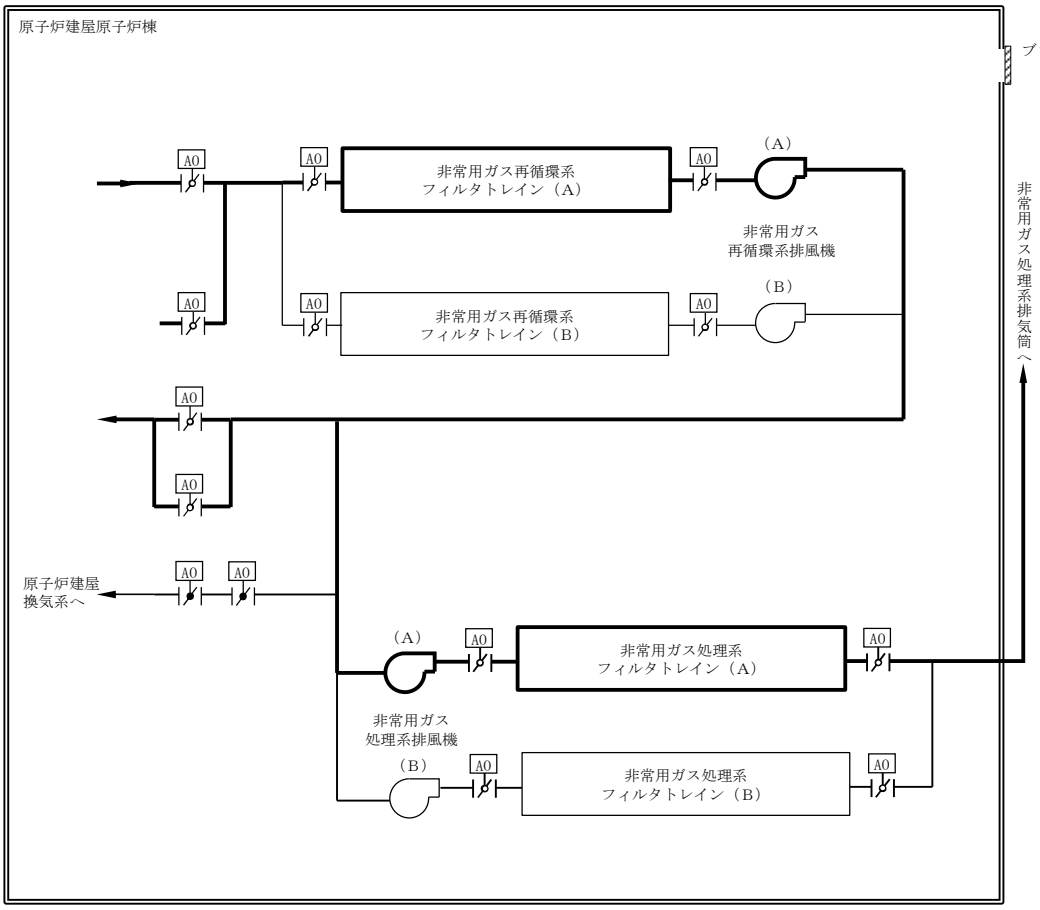
・非常用ガス再循環系排風機

種　　類	遠心型
容　　量	17,000m^3／h
台　　数	1（予備1）

・ブローアウトパネル閉止装置

個　　数	10

：ＳＡ範囲



第 2.4－3 図　原子炉建屋ガス処理系　系統概要図

：ＳＡ範囲

2.4.4　中央制御室待避室の居住性確保

(1)　設計方針

中央制御室待避室は，鉛又はコンクリート壁等により遮蔽性能を高めた設計とする。また，中央制御室待避室は，気密性を高めた設計とするとともに，中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により中央制御室待避室を正圧化し，中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

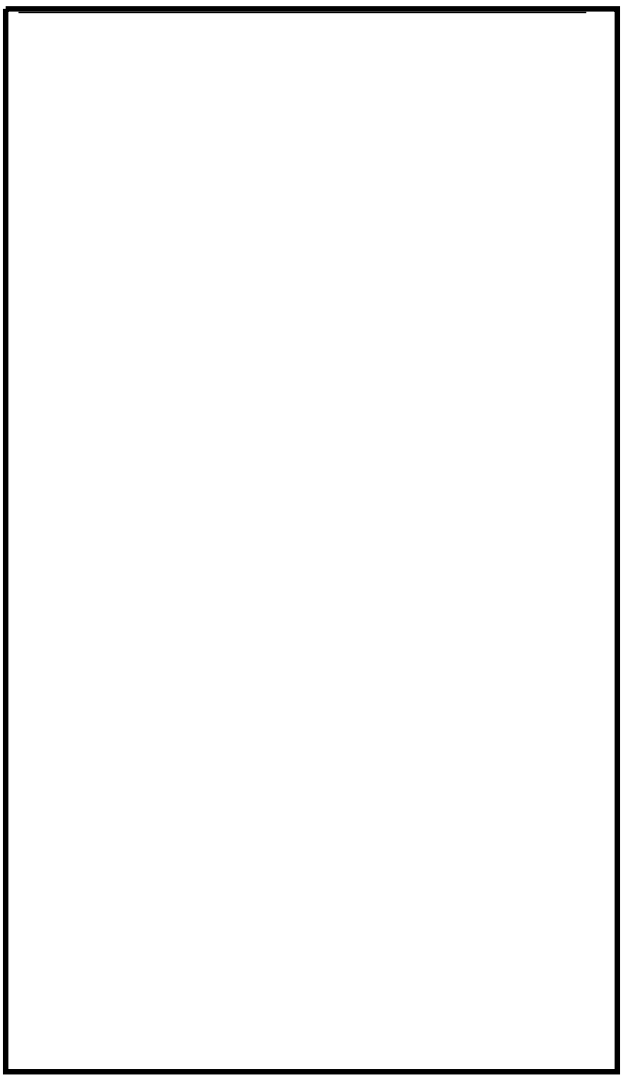
重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては，中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により正圧化することで，放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ，中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減する設計とする。また，2.4.2 項に示す中央制御室待避室正圧化の設計差圧であることを確認するため，中央制御室待避室差圧計を設置する。

：ＳＡ範囲

(2)　収容人数及び設置場所

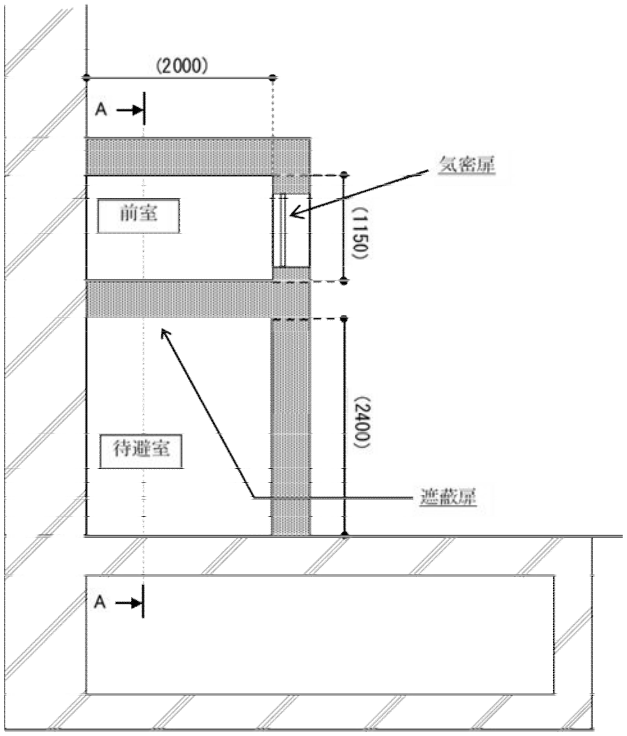
格納容器圧力逃がし装置作動中は，中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており，中央制御室待避室は3名を収容できる設計とする。

運転員が中央制御室待避室に待避している間，プラントの運転操作は行わないことを基本とするが，操作が必要な事象が発生した場合には即座に対応できるように，中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4－4図に，中央制御室待避室の概要図を第2.4－5図に示す。

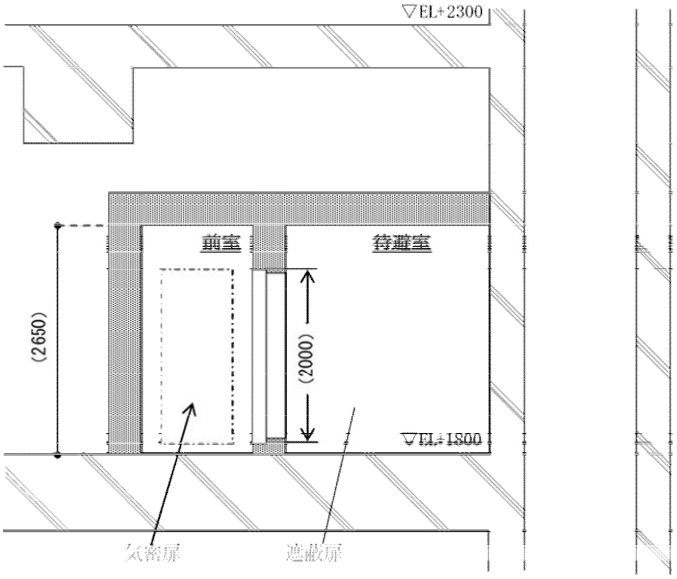


第2.4－4図　中央制御室待避室　設置場所

：ＳＡ範囲



（平面図）



（Ａ－Ａ断面図）

※　（　）内は概略寸法［mm］を示す。
なお，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 2.4－5 図　中央制御室待避室　概要図

：ＳＡ範囲

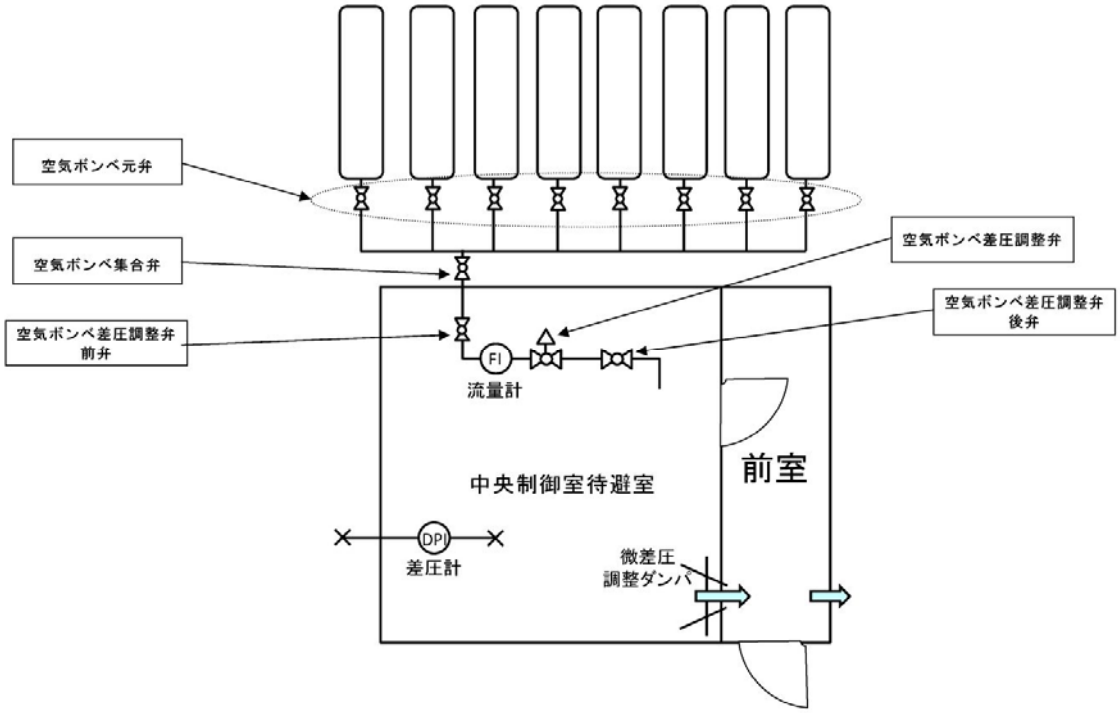
(3)　遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は,鉛壁 20mm と同等以上の遮蔽能力を期待できるコンクリート壁とし，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また,発電長等が出入りする扉については遮蔽扉を設置する。

(4)　中央制御室待避室空気ボンベユニット

ａ．系統構成

中央制御室待避室空気ボンベユニットの概要図を第 2.4－6 図に示す。空気ボンベから減圧ユニットを介し，流量計ユニットにより一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は，微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また，中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため，中央制御室待避室差圧計を設置する。



第 2.4－6 図　中央制御室待避室空気ボンベユニット　概要図

：ＳＡ範囲

ｂ．必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：ｎ＝3［名］

・許容二酸化炭素濃度：Ｃ＝0.5［％］（ＪＥＡＣ4622－2009）

・空気ボンベ中の二酸化炭素濃度：C_0＝0.0336［％］

・呼吸により排出する二酸化炭素量：Ｍ＝0.022［m^3／h／人］

（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）

・必要換気量：Q_1＝100×Ｍ×ｎ／（Ｃ－C_0）［m^3／h］

（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×3÷（0.5－0.0336）

＝14.15

≒14.2［m^3／h］

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：ｎ＝3［名］

・吸気酸素濃度：ａ＝20.95［％］（標準大気の酸素濃度）

・許容酸素濃度：ｂ＝19［％］（「鉱山保安法施工規則」）

・成人の呼吸量：ｃ＝0.48［m^3／h／人］（空気調和・衛生工学便覧）

・乾燥空気換算酸素濃度：ｄ＝16.4［％］（空気調和・衛生工学便覧）

・必要換気量：Q_1＝ｃ×（ａ－ｄ）×ｎ／（ａ－ｂ）［m^3／h］

（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

Q_1＝0.48×（20.95－16.4）×3÷（20.95－19.0）

＝3.36

≒3.4［m^3／h］

以上より，空気ボンベによる正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の 14.2m^3／h とする。

：ＳＡ範囲

ｃ．必要ボンベ本数

中央制御室待避室は，中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として，ベント開始から 5 時間正圧化する。

中央制御室待避室を 5 時間正圧化するための必要最低限のボンベ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の 14.2m^3／h 及びボンベ供給可能空気量 5.5m^3／本から，下記のとおり 13 本となる。したがって，格納容器圧力逃がし装置作動時，中央制御室待避室内に滞在する運転員（3 名）が 5 時間滞在するために必要な本数は，13 本である。なお，中央制御室待避室においては，正圧化試験により必要ボンベ本数が 5 時間の正圧化を維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のボンベ容量について決定する。

・ボンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）

・ボンベ内容積：46.7L

・ボンベ供給可能空気量：5.5m^3／本※

※　空気ボンベは，標準圧力14.7MPaで7m^3／本であるが，安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し，5.5m^3／本とする。

以上から，必要なボンベ本数は，下記の計算により，13本となる。

14.2［m^3／h］÷5.5［m^3／本］×5［時間］

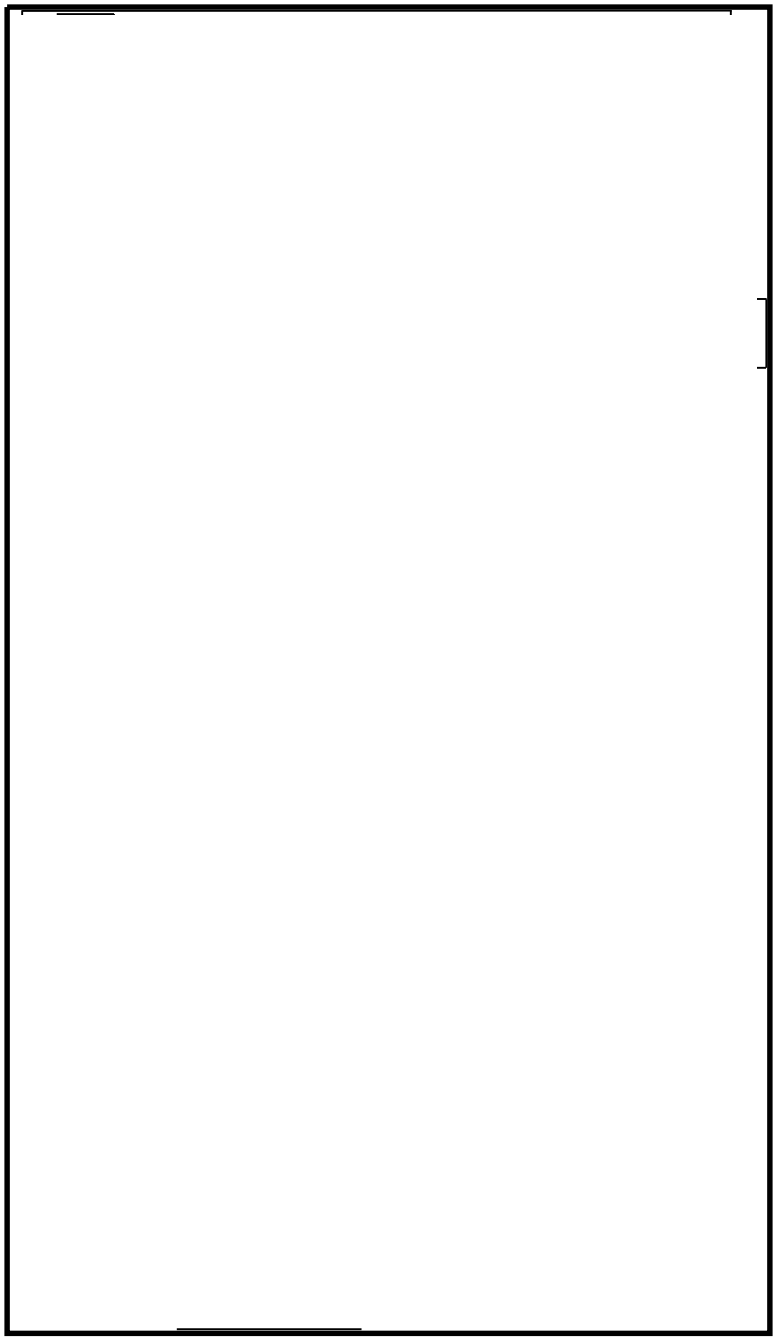
＝12.9

≒13［本］

：ＳＡ範囲

ｄ．中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の設置エリア

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は，中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し，中央制御室待避室に空気を供給する。中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の配置図を第 2.4－7 図に示す。



第 2.4－7 図　中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）　配置図

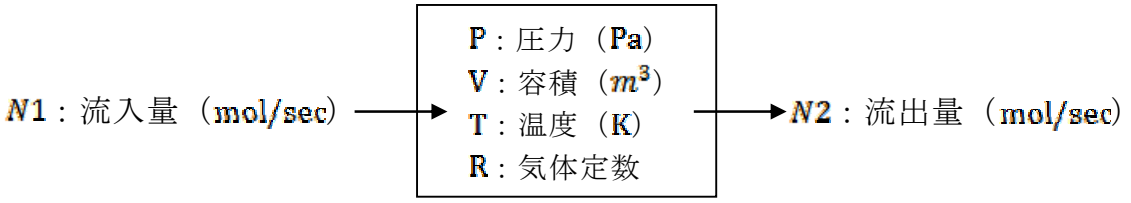
：ＳＡ範囲

ｅ．正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて＋10Pa［gage］の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約 3.2 秒となった。

(a)　評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt}\left(\frac{PV}{RT}\right) = N1 - N2$$

上記基礎式を展開し，単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。この式を用いて微小時間⊿ｔ後の室圧Ｐ$_{t+⊿t}$を繰り返し計算することで，室圧Ｐの経時変化を求める。

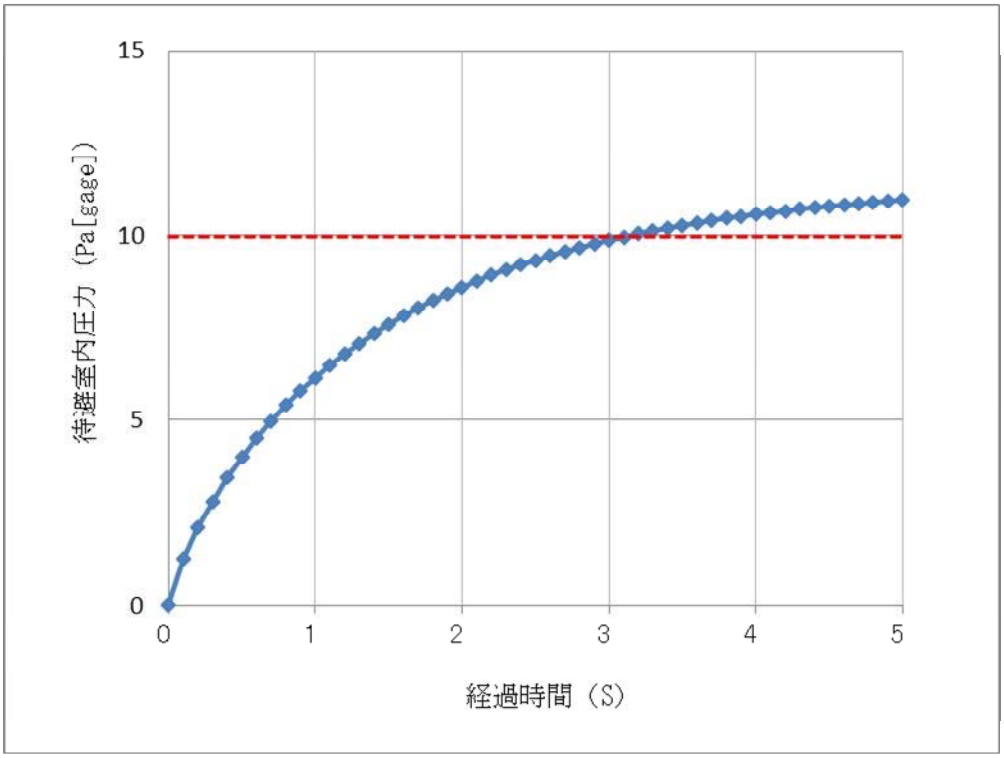
(b)　評価条件

第2.4－1表　中央制御室待避室への加圧の評価条件

項　目	記　号	単　位	中央制御室待避室	備　考
大気圧力	P_0	Pa［abs］	101,325	
容　積	V	m^3	32	
温　度	T	K	293.15	
流入量	N１	m^3／h	14.2	
		mol／sec	0.164	
リーク面積	A	m^2	9.06×10^{-4}	流入量と室圧基準より算出（評価用暫定値）
正圧（10Pa［gage］）達成時間	t	sec	1.5	

：ＳＡ範囲

(c)　圧力の時間変化



第 2.4－8 図　中央制御室待避室内圧力の時間変化

：ＳＡ範囲

(5)　中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について，通常運転時，設計基準事故時及び重大事故等時を比較し，通常運転時及び設計基準事故時の系統概要図を第2.4－2図（1／2）に，重大事故等時のプルーム通過前後及びプルーム通過時の系統概要図を第2.4－2図（2／2）に示す。

(6)　通信連絡設備

中央制御室待避室には，運転員が格納容器圧力逃がし装置の作動に際して，水素爆発による原子炉格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損防止及び原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるように，データ表示装置（待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室に設置するデータ表示装置（待避室）は，中央制御室に1式保管する。

なお，データ表示装置（待避室）は，今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置(待避室)で確認できる主なパラメータを第2.4－2表に，データ表示装置(待避室)に関するデータ伝送の概要を第2.4－9図に示す。

また，中央制御室待避室において，運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるように中央制御室待避室に設置する衛星電話設備（可搬型）（待避室）は，中央制御室に1式保管する。

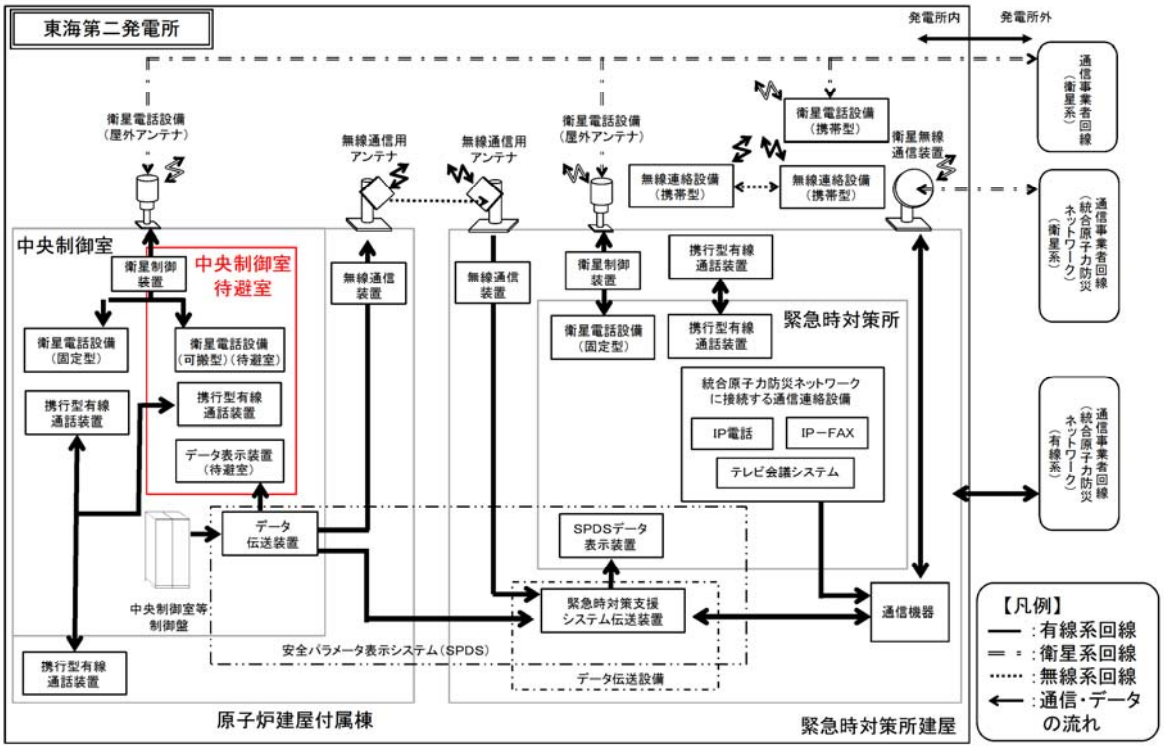
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4－10図に示す。

：ＳＡ範囲

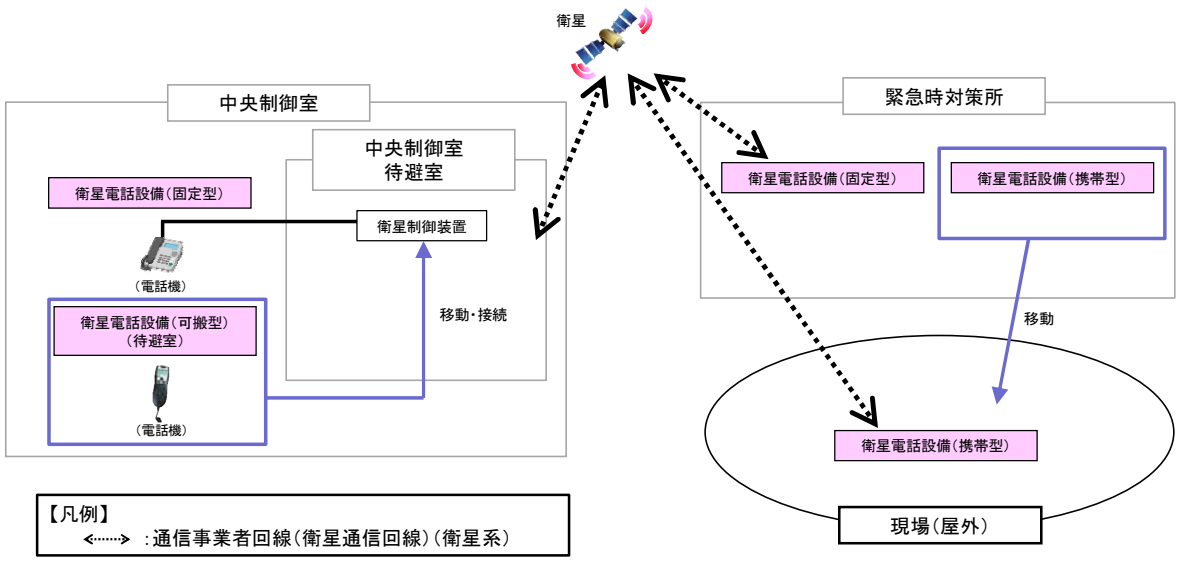
第 2.4－2 表　データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

目　的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

：ＳＡ範囲



第 2.4－9 図　データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4－10 図　中央制御室待避室における通信連絡設備の概要

：ＳＡ範囲

(7)　中央制御室待避室のその他設備・資機材

格納容器圧力逃がし装置作動時において，運転員が中央制御室待避室にとどまれるようにするため，中央制御室待避室用として可搬型照明（ＳＡ），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備する。

運転員が中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うために必要な照度を有するものとして，可搬型照明（ＳＡ）を１個配備する。第 2.4－3 表に中央制御室待避室用の可搬型照明を示す。

第 2.4－3 表　中央制御室待避室用可搬型照明

名称及び外観	保管場所	数　量	仕　様
可搬型照明（ＳＡ） 	中央制御室	１個 （予備 １ 個（中央制御室の予備 １ 個と共用））	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間： 片面　24 時間 両面　12 時間

：ＳＡ範囲

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを，それぞれ１個配備する。第 2.4－4 表に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。

第 2.4－4 表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol％
	表示精度	±0.1vol％
	電　源	電　　源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3，000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ＮＤＩＲ（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol％
	表示精度	±3.0％F.S.
	電　源	電　　源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

電離箱サーベイメータは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを，１台配備する。第 2.4－5 表に中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータを示す。

：ＳＡ範囲

第 2.4－5 表　中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータ

名称及び外観	保管場所	数　量	仕　様
電離箱サーベイメータ 	中央制御室	1 台	電離箱式検出器 0.001～1,000mSv／h 電源：乾電池（単三×4 本） 測定時間：約 100 時間以上

：ＳＡ範囲

2.5　重大事故等時の電源設備について

中央制御室には，重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（第 2.5－1 図に示す換気設備及び第 2.5－2 図に示す照明設備）を設置している。これらの設備については，重大事故等時においても，第 2.5－3 図に示すとおり，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電を可能とする。

常設代替高圧電源装置の容量は，中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」に全交流動力電源喪失の重畳を考慮した場合に対して，第 2.5－1 表に示すとおり，十分な電源供給容量を確保する。

照明については，全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間，第 2.5－4 図に示す直流非常灯に加え，12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（ＳＡ）を配備しており，常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 95 分以内）の照明を確保する。

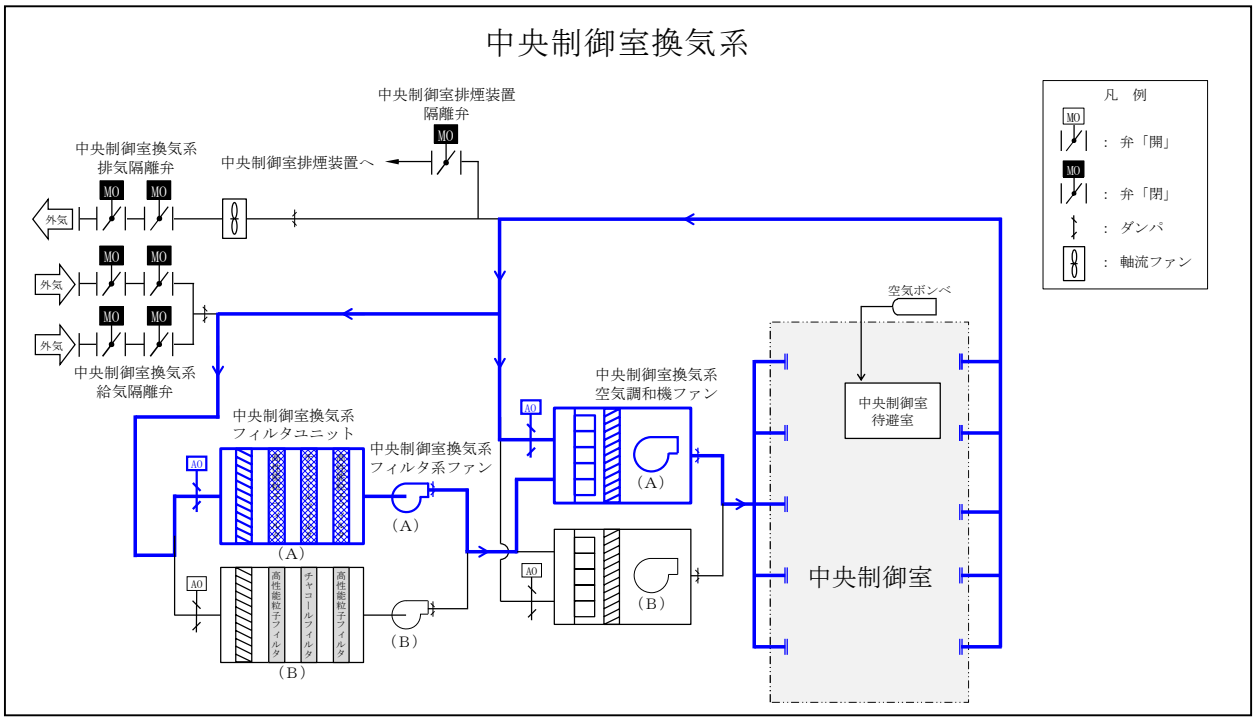
常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については，中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方，中央制御室の全照明が消灯した場合には，常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（ＳＡ）により，必要な照度を確保する。

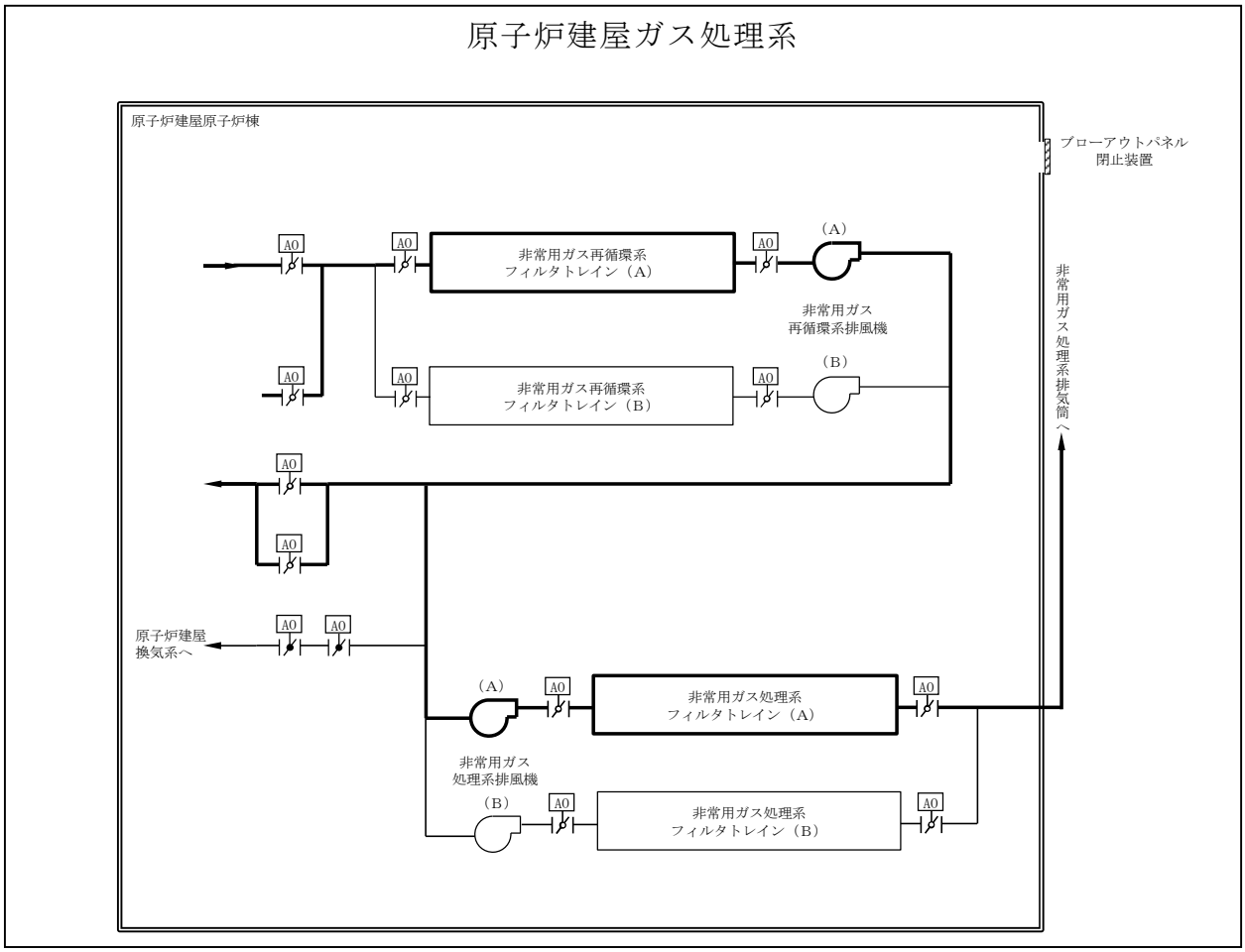
また，中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように，可搬型照明（ＳＡ）を配備する。仮に，これらの照明が活用できない場合のため，ランタン，ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

：ＳＡ範囲

換気設備は，常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しないが，居住性に係る被ばく評価においては，中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動操作時間を考慮し，全交流動力電源喪失後，2 時間後に起動することを条件として評価しており，居住性を確保できることを確認している。

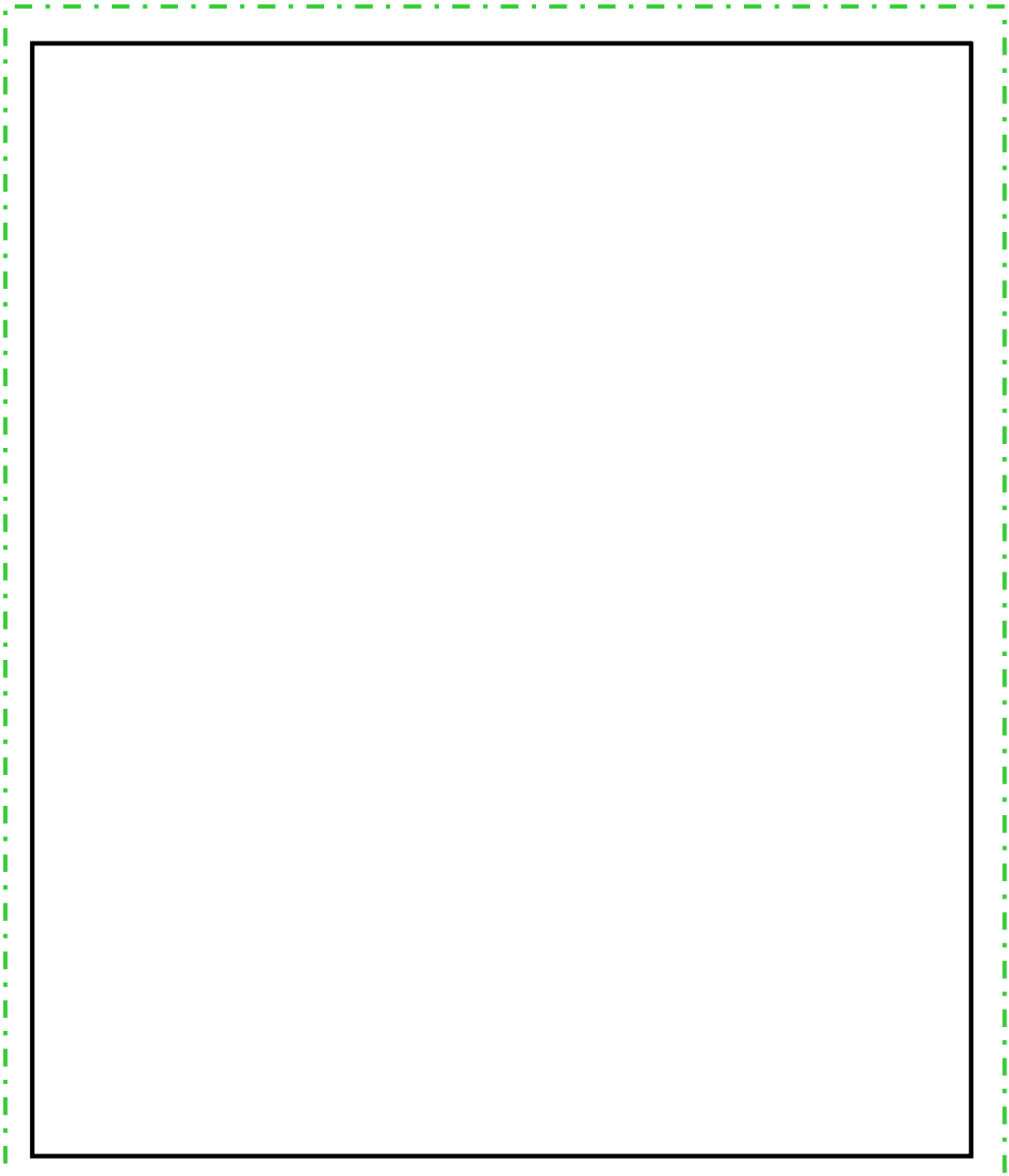
：ＳＡ範囲





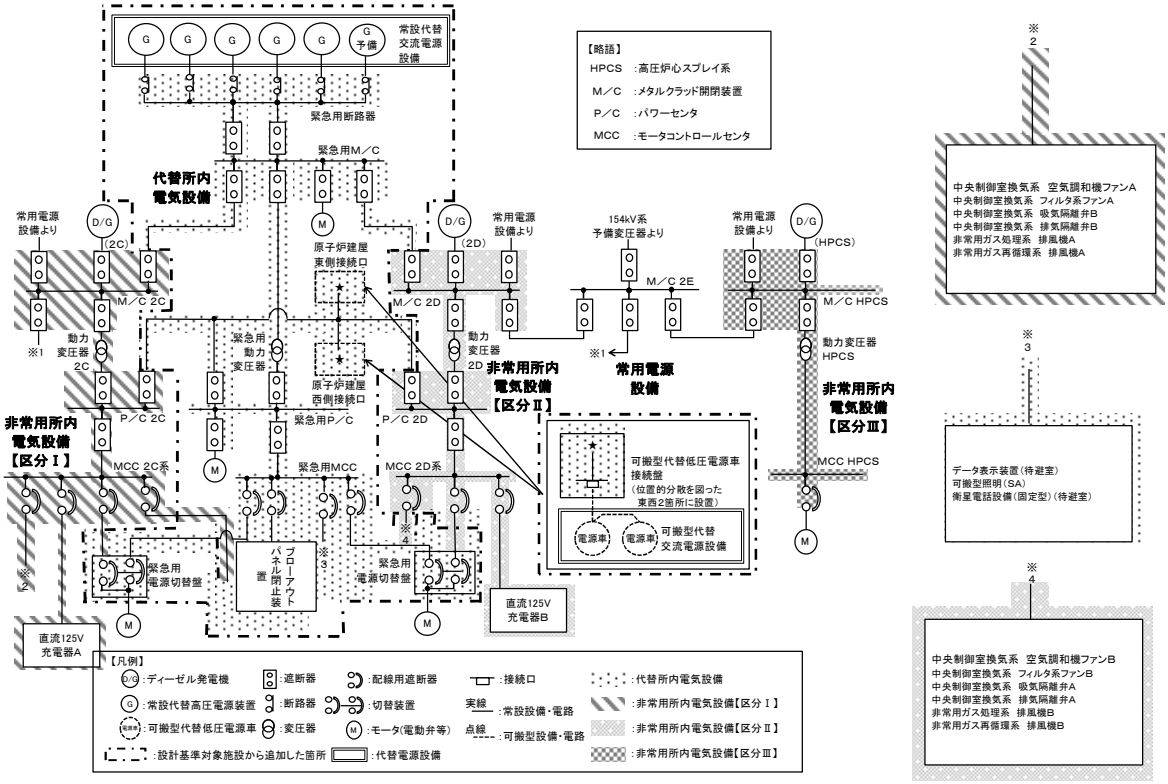
第 2.5－1 図　重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備

：ＳＡ範囲



第 2.5－2 図　中央制御室照明設備の概要

：ＳＡ範囲



第 2.5－3 図　中央制御室　給電系統概要図（重大事故等時）

：ＳＡ範囲

第 2.5－1 表　常設代替高圧電源装置（連続定格容量 5,520kW）の所要負荷

負　荷		負荷容量
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約 217kW
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
④	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ａ ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤２Ａ ・その他負荷	約 569kW
⑤	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ｂ ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤２Ｂ ・その他負荷	約 415kW
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷	約 106kW
⑦	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約 236kW
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
⑨	ほう酸水注入ポンプ	約 37kW
⑩	緊急用海水ポンプ その他負荷	約 514kW
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
計		約 2,666kW

（通常点灯状態）

（直流非常灯点灯状態）

第 2.5－4 図　非常灯照明下での中央制御室の状況

：ＳＡ範囲

(1)　可搬型照明（ＳＡ）を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明(ＳＡ)は，3 個使用する。個数は，シミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。操作箇所に応じて可搬型照明（ＳＡ）の向きを変更することにより，更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，乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

第 2.5－2 表に中央制御室に配備している可搬型照明（ＳＡ）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

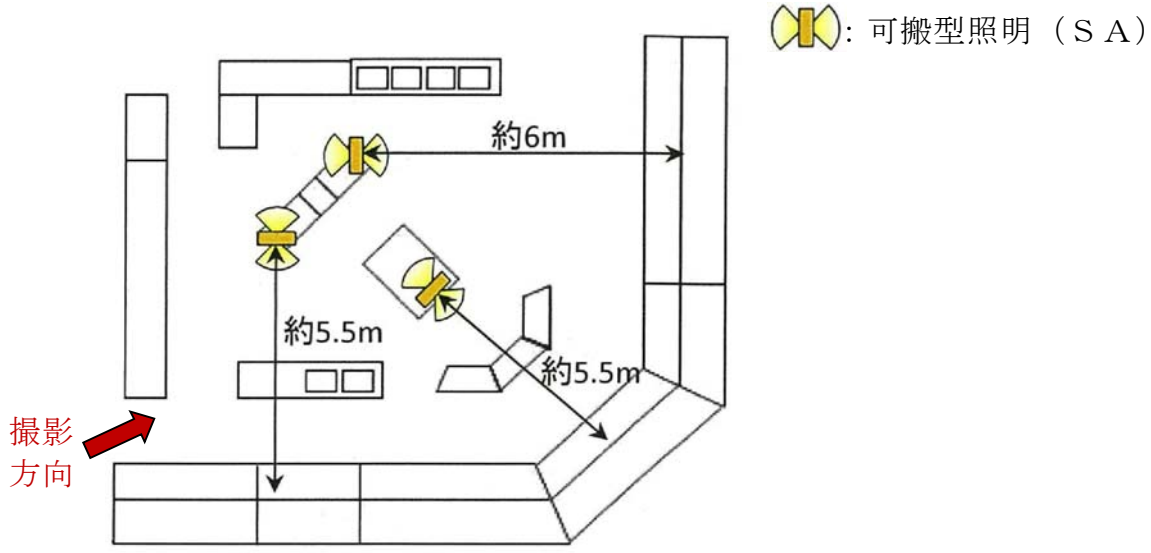
第2.5－2表　中央制御室に配備している可搬型照明（ＳＡ）及び乾電池内蔵型照明の概要

名称及び外観	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（中央制御室待避室の予備 1 個と共用））	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間： 片面　20～24 時間 両面　10～12 時間
ランタン 	中央制御室	16 個 （予備 4 個）	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	7 個 （予備 7 個）	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 12 時間

：ＳＡ範囲

可搬型照明（ＳＡ）の照度は，第 2.5－5 図に示すとおり，主制御盤から約 6m の位置に設置した場合で，直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約 20 ルクス以上の照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。

画像については，印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 2.5－5 図　シミュレーション施設における可搬型照明（ＳＡ）確認状況

：ＳＡ範囲

中央制御室の照明が全て消灯した場合，裏盤についての監視操作は，乾電池内蔵型照明を運転員が装着して行う。（第 2.5－6 図 参照）

乾電池内蔵型照明の照度は，室内照明全消灯時に運転員が装着した状態で，直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，監視計器及び操作部で 600 ルクス以上の照度を確保し，監視操作が可能なことを確認している。

（シミュレーション施設におけるヘッドライト使用状況）

第2.5－6図　乾電池内蔵型照明使用イメージ

：ＳＡ範囲

3.　添付資料

3.1　中央制御室待避室の運用について

格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたる中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。第3.1－1図に格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要を示す。

(1)　格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

発電長等は，重大事故等時において，格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合，中央制御室待避室を使用するため，第3.1－1表に示す設備及び資機材の運用準備を行う。

第3.1－1表　中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	・中央制御室待避室空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（ＳＡ）の配置及び電源入
監視設備	・データ表示装置（待避室）の配置及び電源入
通信連絡設備	・通信連絡設備の切替及び通話確認

(2)　格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

発電長等は，格納容器圧力逃がし装置作動開始後，速やかに中央制御室待避室に移動し，出入口扉を閉める。

中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室差圧計を確認し，中央制御室待避室へ適切に空気が供給され，正圧化されていることを確認する。また，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が 19%以上であること，二酸化炭素濃度が 0.5%以下である

：ＳＡ範囲

こと）を確認するとともに，中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サーベイメータにて監視する。

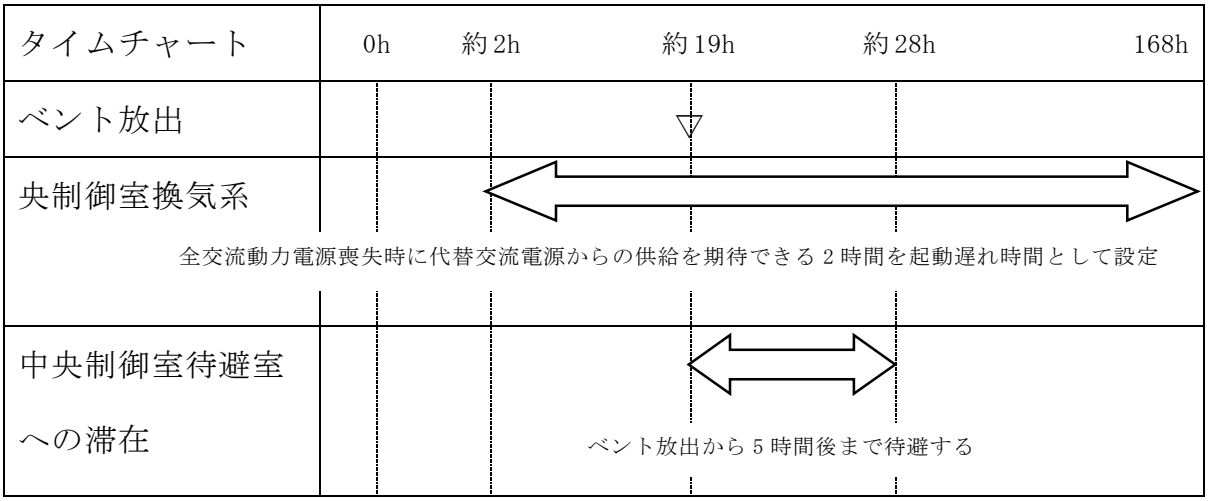
発電長等は，中央制御室待避室に待避している間にも，データ表示装置（待避室）を用いることで，格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラント状態の監視を行う。また，中央制御室待避室には通信連絡設備を設置し，緊急時対策所との連絡が常時可能とする。

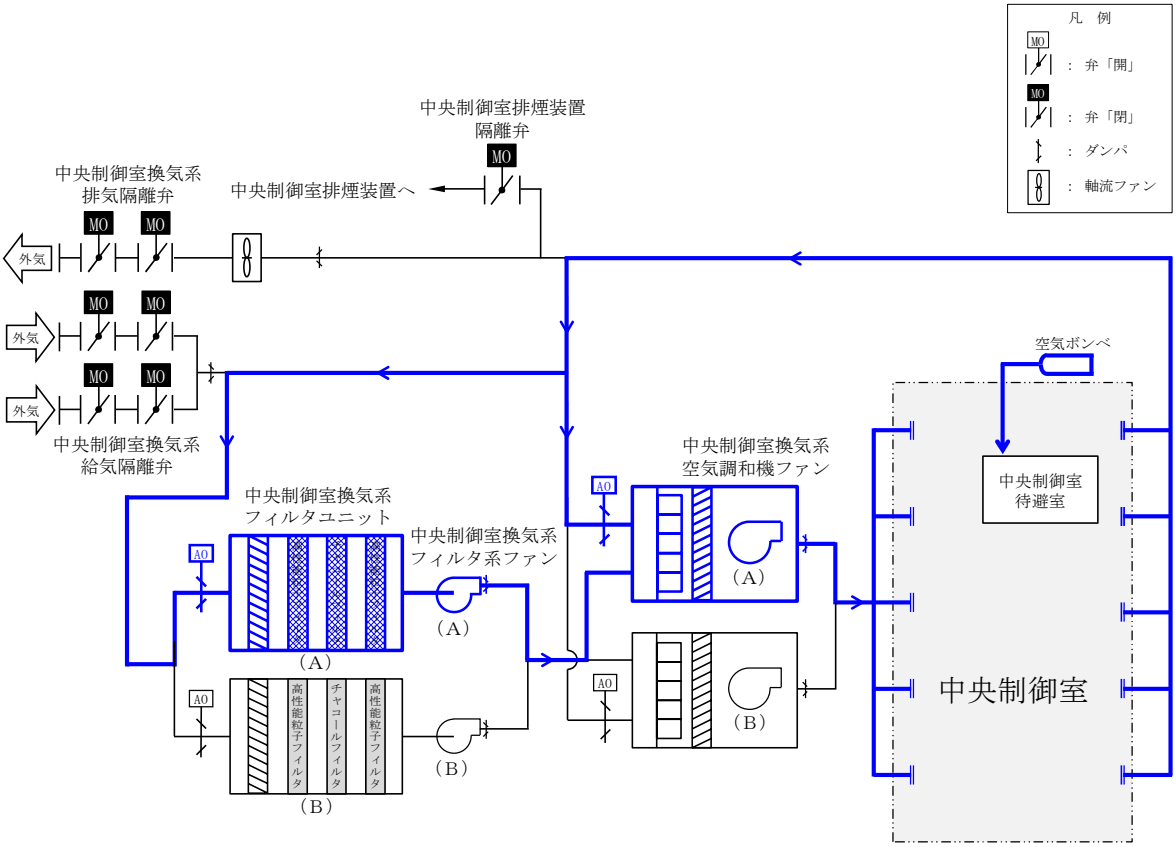
なお，中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが，万一，中央制御室での運転操作が必要となった場合には，中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で，災害対策本部の指示の下，必要な放射線防護装備及び個人線量計管理措置を施した上で，中央制御室に出て，運転操作を行い，速やかに中央制御室待避室に移動する。そのために必要な資機材は，中央制御室待避室に配備する。

(3)　格納容器圧力逃がし装置作動後（待避解除）

発電長等は，格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後，中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で，災害対策本部との協議の上，必要な防護装備を着用し，中央制御室待避室における待避を解除し，中央制御室での対応を再開する。

：ＳＡ範囲





第 3.1－1 図　格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要

：ＳＡ範囲

3.2　配備する資機材の数量について

（1）　放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第3.2－1表及び第3.2－2表に示す。なお，放射線防護資機材等は，汚染が付着しないようにビニール袋等であらかじめ養生し，配備する。

第3.2－1表　放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
遮蔽ベスト	15着※13	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※22
バックパック	66個※14	17個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双
※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個

：ＳＡ範囲

※10　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
※11　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
※12　4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
※13　10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
※14　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個
※15　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16　11名(中央制御室要員数)×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
※17　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19　11名(中央制御室要員数)×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
※20　11名(中央制御室要員数)×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
※21　6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
※22　6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について
【中央制御室】
中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交代要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。
中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対対応要員3名で構成する。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。
タイベック，帽子及び綿手袋の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。
11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場）＝14 ＜ 17
靴下及びゴム手袋は，二重にして使用し，チャコールフィルタは，2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。
（11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場））×2倍＝28 ＜ 34
全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）が必要数を上回っており，妥当である。
長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており，妥当である（※11，※12，※21及び※22参照）。

：ＳＡ範囲

第3.2－2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）の配備数

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
ＧＭ汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	―
可搬型モニタリングポスト※2	2台※6	―
ダストサンプラ※2	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。
※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝333台
※4　身体の汚染検査用に3台＋2台（予備）＝5台
※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）＝5台
※6　加圧判断用に1台＋１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台＋1台（予備）＝2台
※8　11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍＝33 台
※9　身体の汚染検査用に2台＋1台（予備）＝3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）＝3台

：ＳＡ範囲

(2)　飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を第3.2－3表に示す。なお，飲食料等は，汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し，配備する。

第 3.2－3 表 飲食料等

品　名	配備数※1
飲食料等 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	 231 食※2 154 本※3
簡易トイレ	1 式
安定ヨウ素剤	154 錠※4

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×3 食＝231 食
※3　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×2 本＝154 本
※4　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×2 交替）＝154 錠

：ＳＡ範囲

3.3　チェンジングエリアについて

(1)　チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては,「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 1 項(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 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，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

(2)　チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアからなり，原子炉建屋付属棟内かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。第 3.3－1 表にチェンジングエリアの概要を示す。

：ＳＡ範囲

第 3.3－1 表　チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	・中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 ・空調機械室内への搬入口は地震，竜巻等でも開放せず，事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。
設営形式	テントハウス （一部，通路区画化）	・通路にテントハウスを設営し，テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。
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，災害対策本部長の指示があった場合	・中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。 ・事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，速やかに設営を行う。
実施者	放射線管理班	・チェンジングエリアを速やかに設営できるように，定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

(3)　チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは，中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは，第 3.3－1 図及び第 3.3－2 図のとおり。なお，通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず，耐震性が確保された原子炉建屋内のルートを設定する。作業員は，放射線防護具を着用し，チェンジングエリアから

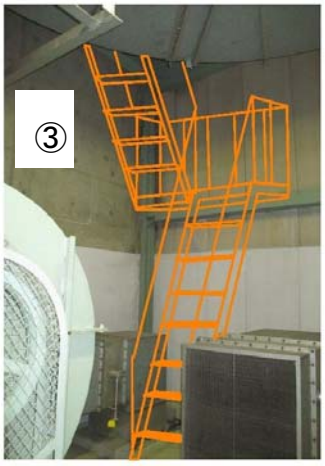
：ＳＡ範囲

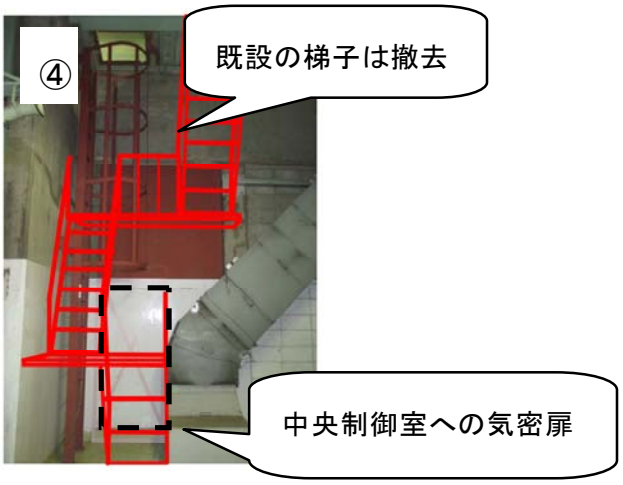
中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定図を第 3.3－3 図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）については，バックパックに入れて携行することで，携行時の負担を軽減する。

第 3.3－1 図　中央制御室チェンジングエリアの設営場所

：ＳＡ範囲

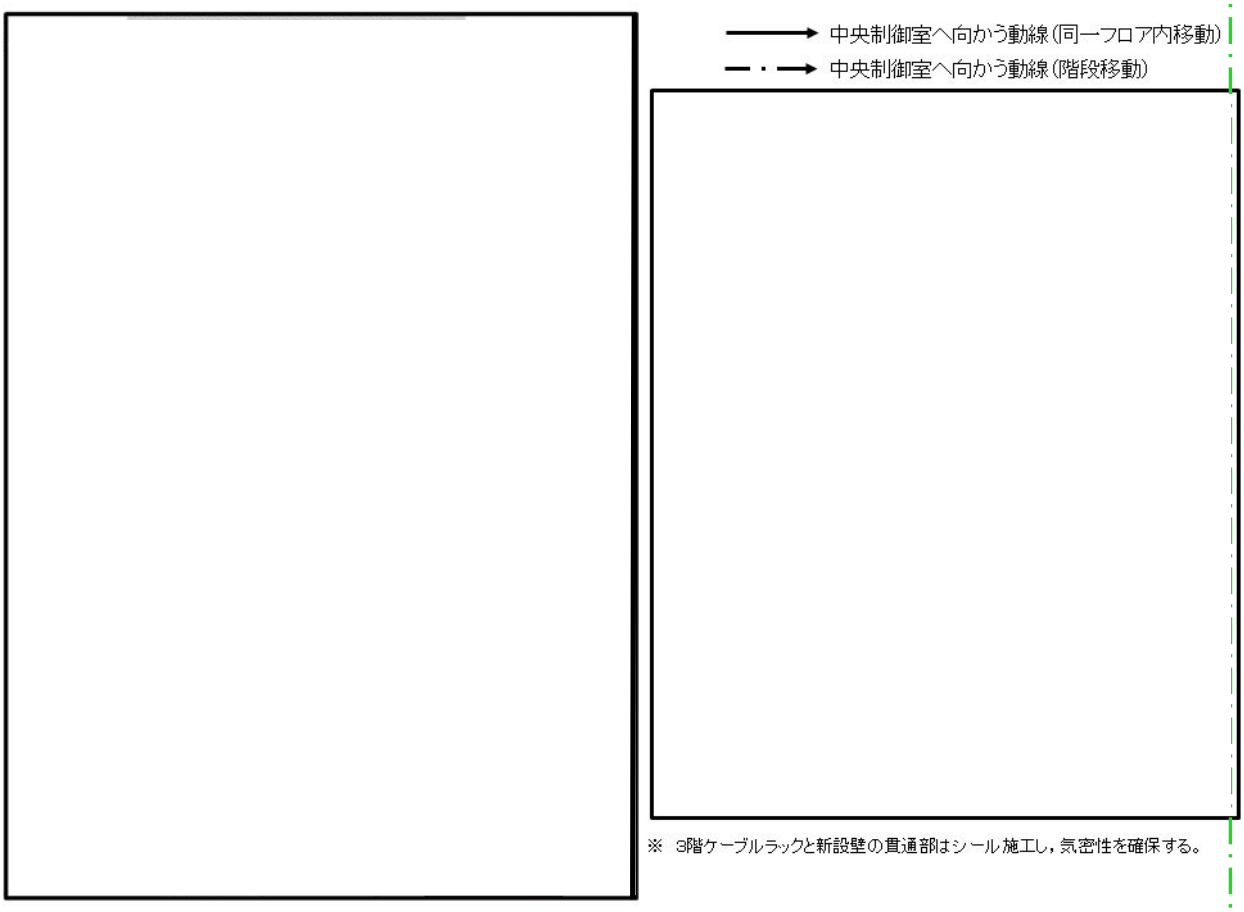
（通行状態のイメージ）





第 3.3－2 図　中央制御室へのアクセスルートの概要図

：ＳＡ範囲



第 3.3－3 図　中央制御室へのアクセスルート設定図

(4)　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

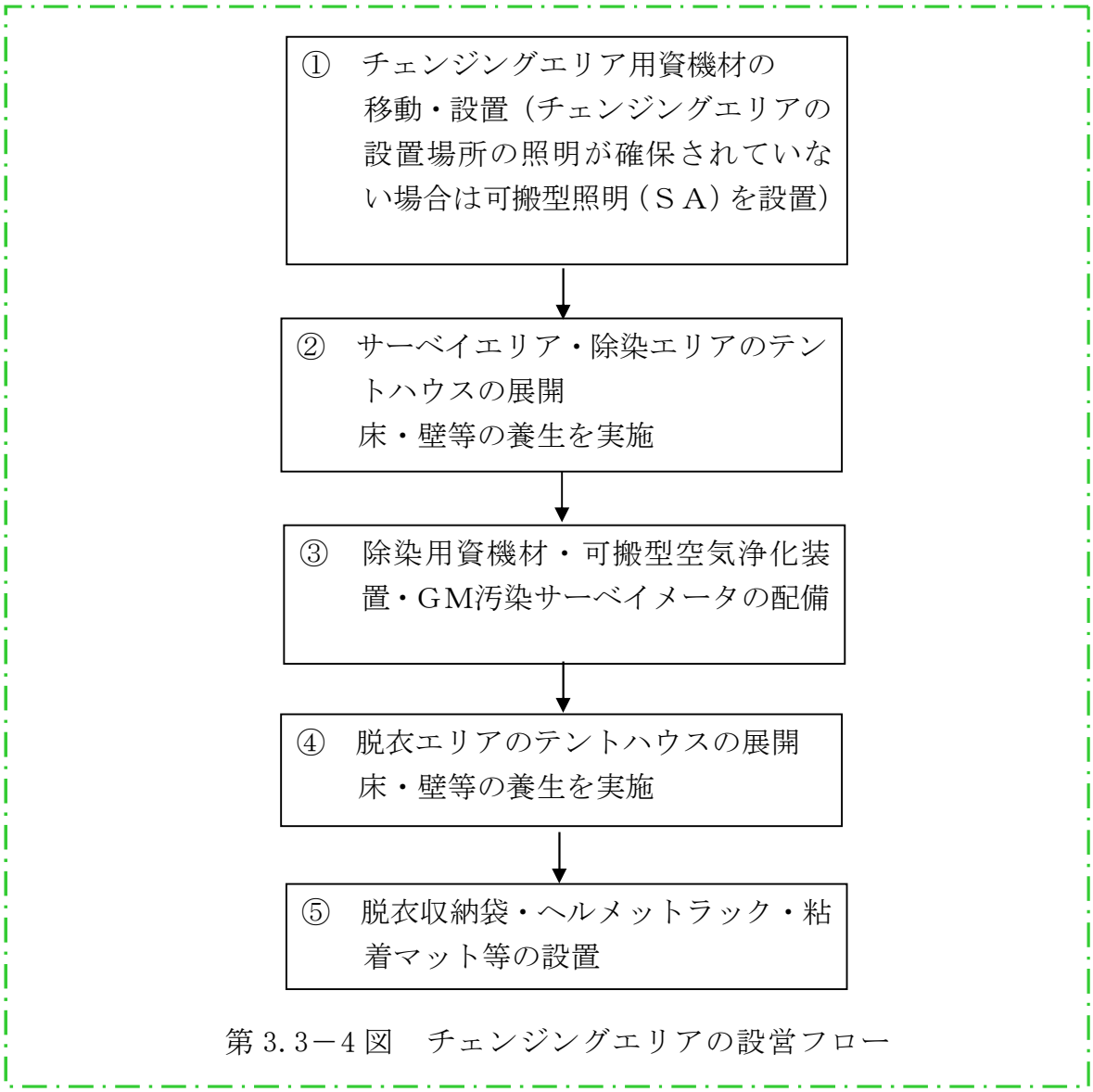
a．考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第 3.3－4 図の設営フローに従い，第 3.3－5 図のとおり，チェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で，初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアの設営に約 60 分，さらに脱衣エリアの設営に約 80 分の合計 140 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるように定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間・休日に事故が発生した場合の参集までの時間を考慮しても，約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

：ＳＡ範囲

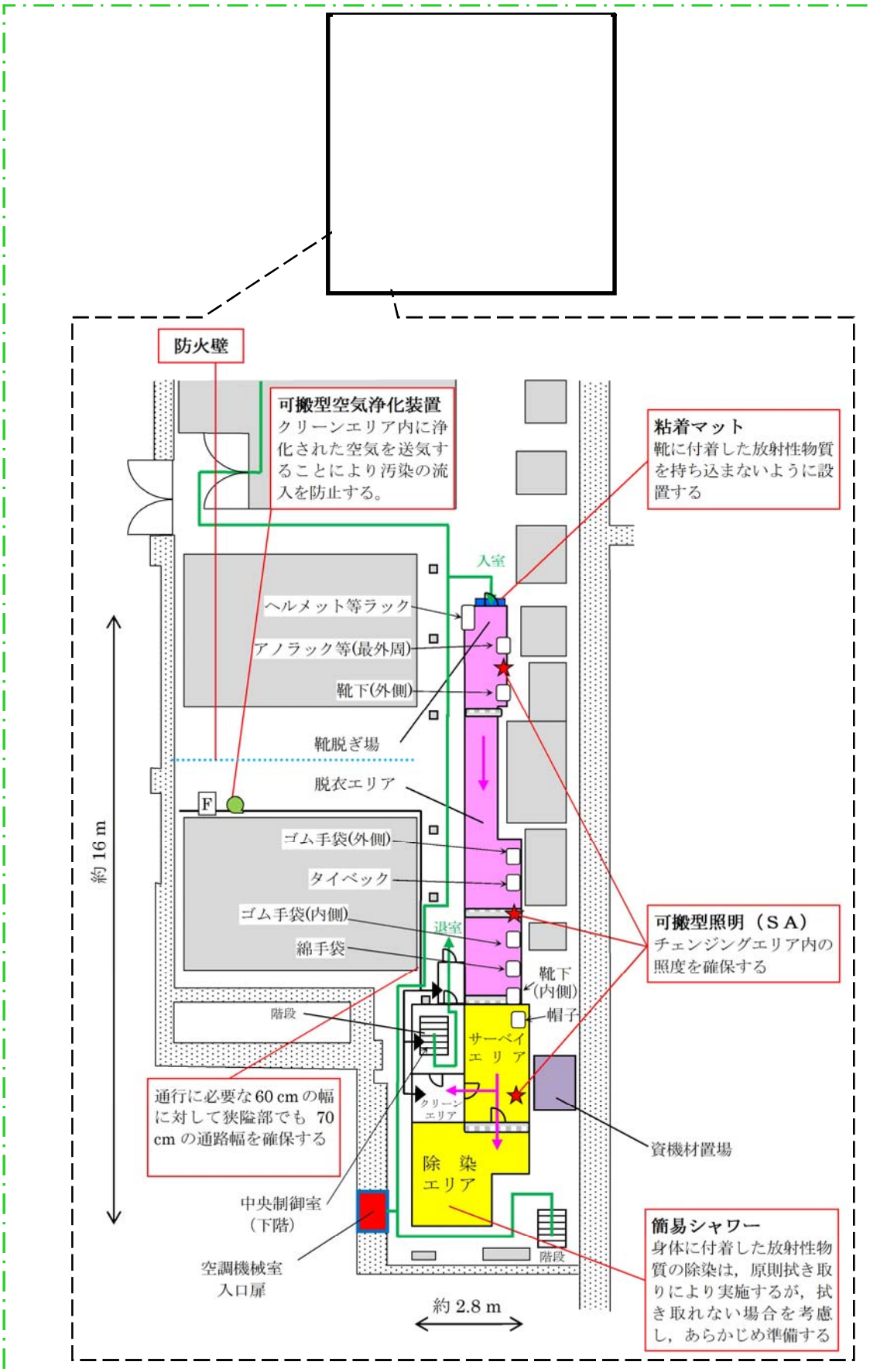
チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員4名のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

：ＳＡ範囲



第 3.3－4 図　チェンジングエリアの設営フロー

：ＳＡ範囲



第 3.3－5 図　中央制御室チェンジングエリア

：ＳＡ範囲

b．チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮し，第3.3－2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は，チェンジングエリア付近に保管する。

第3.3－2表　チェンジングエリア用資機材

分　類	名　称	数　量※1
チェンジングエリア設営用	テントハウス	7張※2
	バリア	6個※3
	簡易シャワー	1式※2
	簡易水槽	1個※2
	バケツ	1個※2
	水タンク	1式※2
	可搬型空気浄化装置	2台※4
消耗品	はさみ，カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	2巻※7
	粘着マット	2枚※8
	脱衣収納袋	8個※9
	難燃袋	84枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	5缶※12
	吸水シート	93枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　エリアの設営に必要な数量
※3　各エリア間の4個×1.5倍＝6個
※4　1台×1.5倍＝1.5→2台

：ＳＡ範囲

※5　設置作業用，脱衣用及び除染用の3本
※6　サーベイエリア用及び除染エリア用の2式
※7　44.0m^2（床及び壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90m^2／巻×1.5倍＝1.5→2巻
※8　1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
※9　8個（設置箇所数，修繕しながら使用）
※10　8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
※11　58.4m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
※12　11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク，長靴，両手及び身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名（要員数）×7日×4ℓ（1回除染する際の排水量）÷5ℓ（シート1枚の吸水量）×1.5倍＝92.4→93枚

：ＳＡ範囲

(5)　チェンジングエリアの運用（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a．出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は，防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは，第 3.3－5 図のとおりであり，チェンジングエリアには，下記の①から④のエリアを設けることで，中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①　脱衣エリア

・防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②　サーベイエリア

・防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

・汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③　除染エリア

・サーベイエリアにて汚染が確認された際に，除染を行うエリア

④　クリーンエリア

・扉付シート壁により区画することで，サーベイエリア等からの汚染の流入を防止するエリア

：ＳＡ範囲

ｂ．脱　　衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は，以下のとおり。

・脱衣エリアの靴脱ぎ場で，安全靴，ヘルメット及びアノラック，靴下（外側）を脱衣する。

・脱衣エリア前室で，ゴム手袋（外側），タイベック等を脱衣する。

・脱衣エリア後室で，ゴム手袋（内側），綿手袋及び靴下（内側）を脱衣する。

・マスク及び帽子を着用したまま，サーベイエリアへ移動する。

なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員は，要員の脱衣状況について適宜確認し，指導，助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

ｃ．汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は，以下のとおり。

① サーベイエリアにて，マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。

② 汚染基準を満足する場合には，マスク及び帽子を脱衣し，全身の汚染検査を受ける。

③ 汚染基準を満足する場合には，脱衣後のマスクを持参し，クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。

④ ②又は③の汚染検査において，汚染基準を満足しない場合には，除染エリアに移動する。

なお，放射線管理班員は，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように，汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は，汚染検査の状況について適宜確認し，指導及び助言を行う。

：ＳＡ範囲

ｄ．除　　染

サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合は，サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については，クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合も想定し，汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

チェンジングエリアにおける除染手順は，以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合には，除染エリアに移動する。

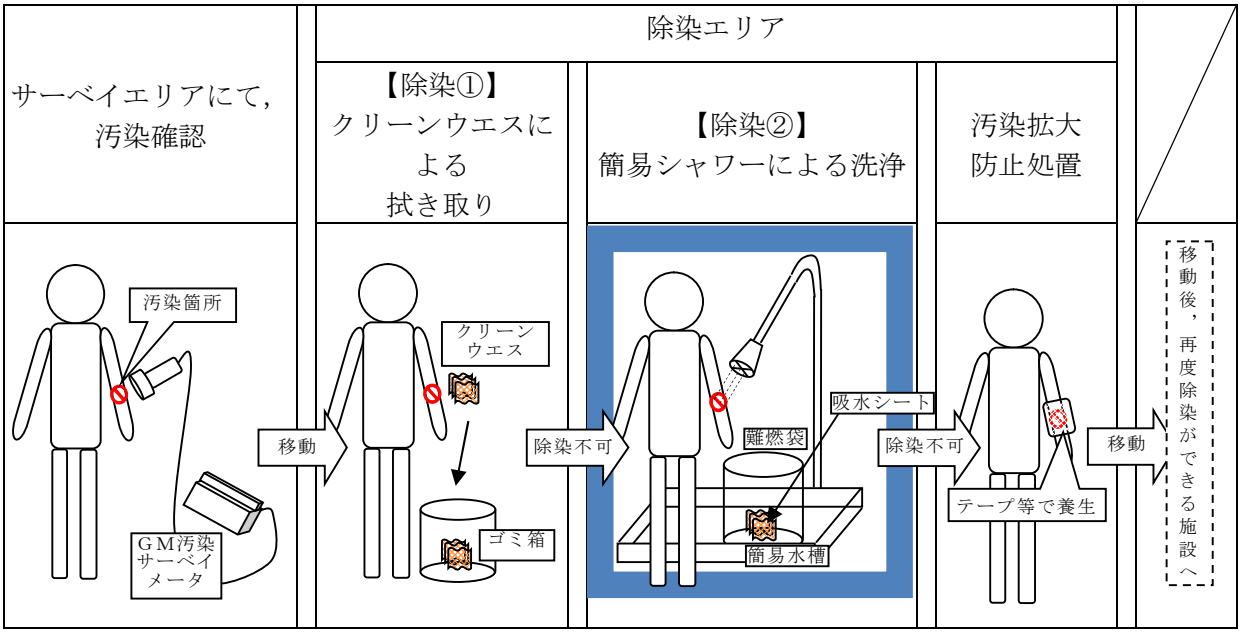
・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。

・再度汚染箇所について汚染検査する。

・汚染基準を満足しない場合には，簡易シャワーで除染する。（マスク及び帽子を除く）

・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合には，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。

：ＳＡ範囲



第 3.3－6 図　除染及び汚染水処理イメージ図

：ＳＡ範囲

ｅ．着　　衣

防護具の着衣手順は，以下のとおり。

・中央制御室内で，綿手袋，靴下内側，靴下外側，帽子，タイベック，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で，ヘルメット及び靴を着用する。

・放射線管理班は，要員の作業に応じて，アノラック等の着用を指示する。

ｆ．重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

簡易シャワーで発生した汚染水は，第 3.3－6 図のとおり，必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

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とどめて置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大につながる要因となることから，適宜チェンジングエリア外に持ち出し，チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

ｈ．チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は，チェンジングエリア内の表面汚染密度，線量当量率及び空気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。

：ＳＡ範囲

(6)　チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a．汚染拡大防止の考え方

テントハウスは，各テントハウスの接続部等をテープ養生することで，テントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する設計とする。また，テントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで，中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには，更なる汚染拡大防止対策として，可搬型空気浄化装置を１台設置する。

b．チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは，テントハウスの出入口，サーベイエリア及びクリーンエリア，除染エリアは扉付のシート壁により区画し，テントの接続部は放射性物質の外部からの流入を防止する設計とする。テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）は，第 3.3－7 図のとおりであり，テントハウスの仕様は，第 3.3－3 表のとおりである。また，第 3.3－8 図は，テントハウスの設置状況（イメージ）であり，図中①～⑦の各テントハウス間は，ファスナーを用いて接続する。なお，各テントハウス間の接続は，第 3.3－9 図のとおりに行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は，扉付のシート壁により二重に区画した上で，二重のシート扉は同時に開けない運用とし，テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで，中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には，汚染除去の容易さの観点から，必要に応じて養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮する。

さらに，チェンジングエリア内には，靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。　　：ＳＡ範囲

第 3.3－7 図　テントハウスの外観（イメージ）

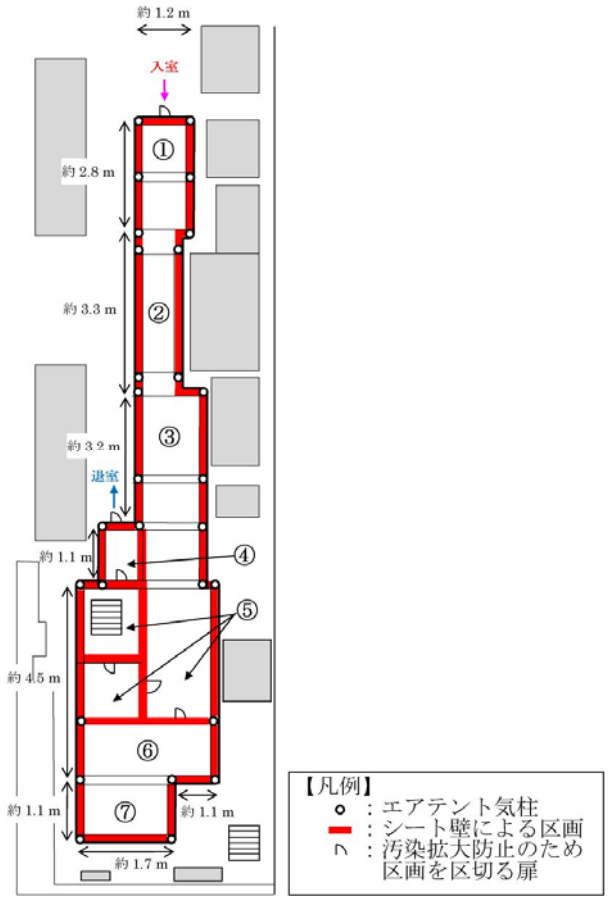
第 3.3－3 表　テントハウスの仕様

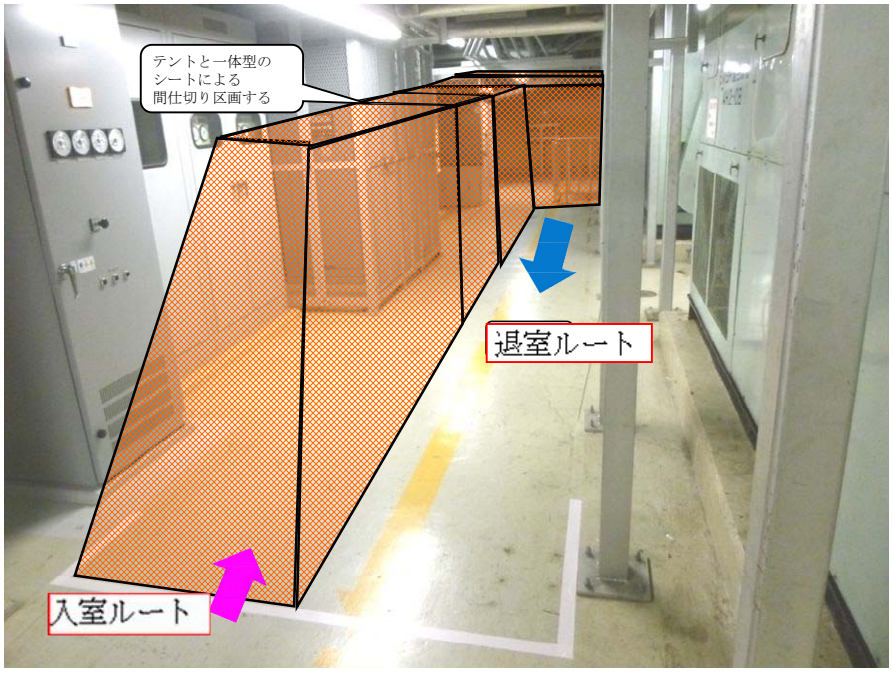
項　目	仕　様
サイズ	幅 1.0～2.8m×奥行 0.9m～3.6m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg程度※1
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度※1
送風時間（専用ブロワ）※2	約 2 分※1
構　造	7 張りのテントハウスを連結して組み立て

※1　幅 2m×奥行 2m×高さ 2.4m のテントハウスでの数値

※2　手動及び高圧ボンベを用いた送風による展開も可能な設計とする。

：ＳＡ範囲

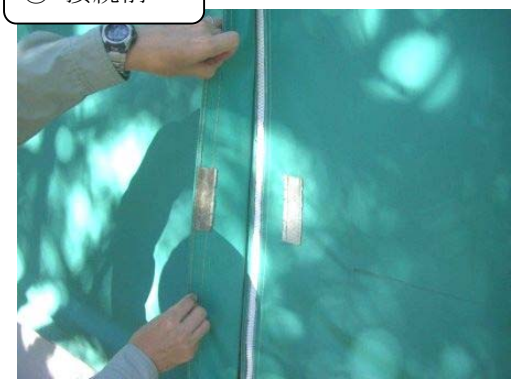




第 3.3－8 図　テントハウスの設置状況（イメージ）

：ＳＡ範囲

① 接続前



② ファスナーによる接続

③ マジックテープによる接続

④ 難燃テープによるシール

第 3.3－9 図　各テントハウス間の接続（イメージ）

：ＳＡ範囲

c．可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として，チェンジングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を第 3.3－10 図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお，中央制御室は，原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについても，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化装置は，長期的に運用する可能性があることから，フィルタの線量が高くなることを想定し，本体（フィルタ含む）の予備を 1 台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないようにチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

<table>
<tr><td rowspan="2"> </td><td>○ 外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 ㎜
○ 風　　量：9m^3／min（540m^3／h）
○ 重　　量：約 50 kg
○ フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上）
よう素フィルタ（除去効率 97%以上）</td></tr>
<tr><td>微粒子フィルタ
微粒子フィルタのろ材は，ガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。

よう素フィルタ
よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</td></tr>
</table>

第 3.3－10 図　可搬型空気浄化装置の仕様等

：ＳＡ範囲

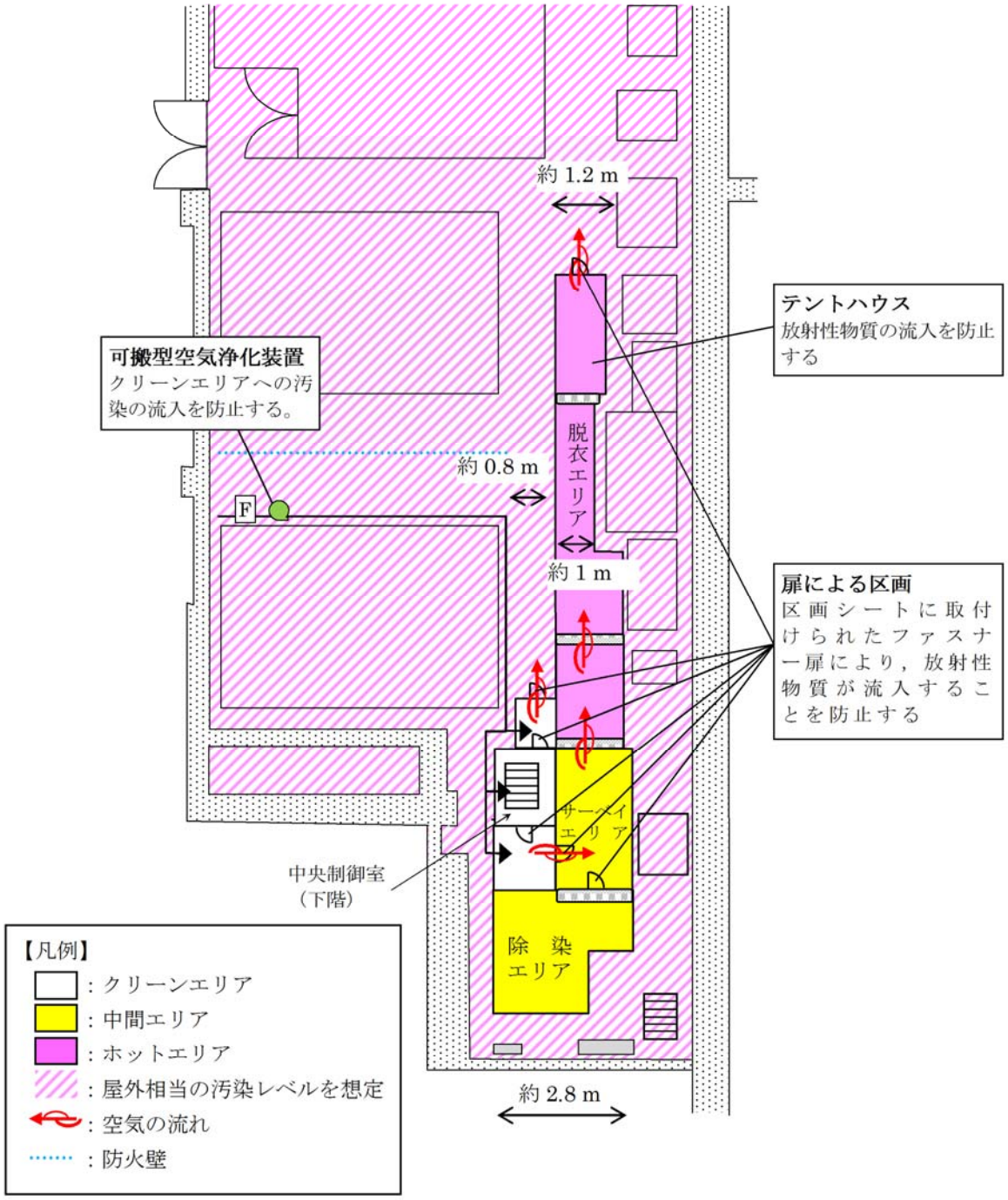
ｄ．チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは，第 3.3－11 図のように，汚染の区分ごとに空間を区画し，汚染を管理する。

また，更なる汚染拡大防止のために設置する可搬型空気浄化装置により，中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気を送り込むことで，中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

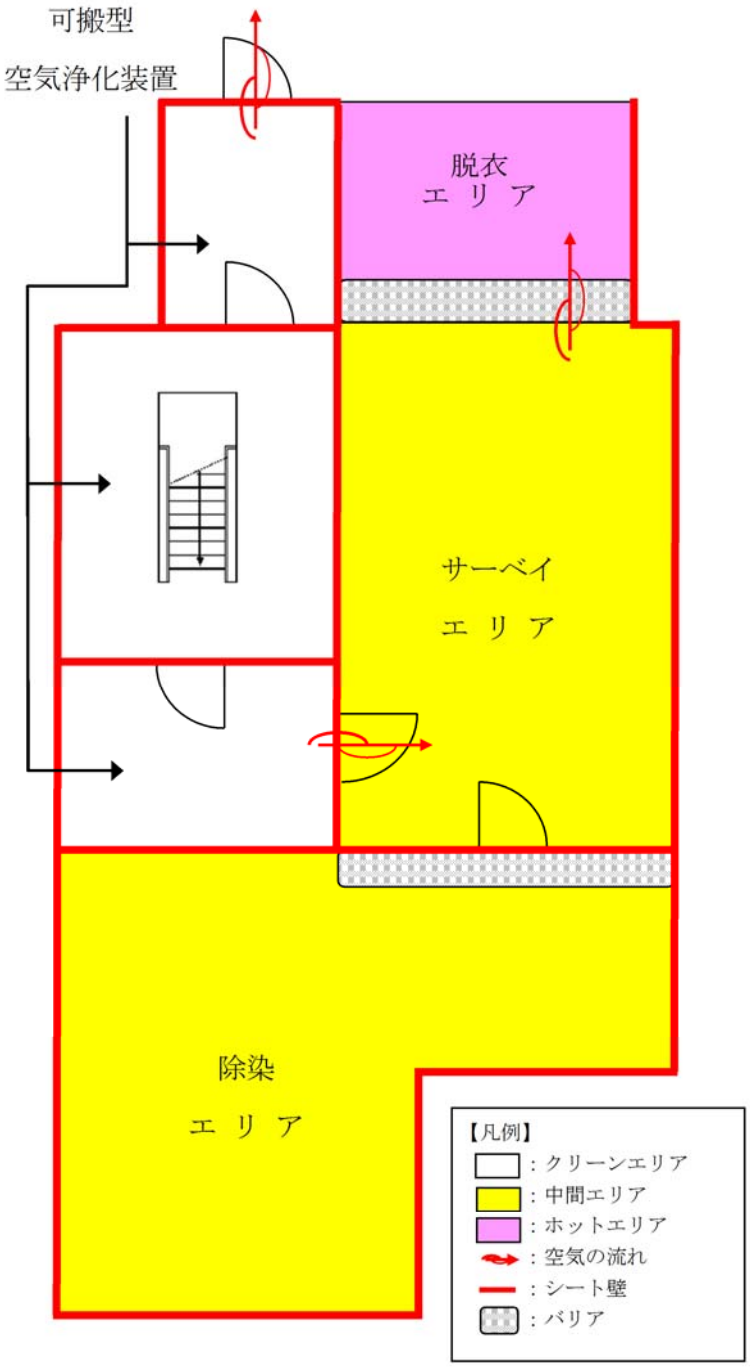
第 3.3－11 図及び第 3.3－12 図のとおり，チェンジングエリア内に空気の流れを作ることで，中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお，テントハウス出入口は，カーテンシートとすることで，外部への空気の流れを確保する。

：ＳＡ範囲



第 3.3－11 図　中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

：ＳＡ範囲



第 3.3－12 図　中央制御室へアクセスする階段の周囲の区画

：ＳＡ範囲

ｅ．チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないように，サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合には，汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合には，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また，チェンジングエリア内は一方通行とし，扉付シート壁により，入域ルート側の汚染が退域エリアに伝播することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。

(7)　汚染の管理基準

第 3.3－4 表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第 3.3－4 表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

：ＳＡ範囲

第 3.3－4 表　汚染の管理基準

状　況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300 cpm （4 Bq/cm^{2}相当）	法令に定める表面汚染密度限度 （アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40 Bq/cm^{2}の 1/10）
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	13,000 cpm （40 Bq/cm^{2}相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4【1ヶ月後の値】に準拠
		40,000 cpm （120 Bq/cm^{2}相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4に準拠

：ＳＡ範囲

(8)　可搬型照明（ＳＡ）

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（ＳＡ）は，チェンジングエリアの設置，脱衣，汚染検査及び除染時に必要な照度を確保するために，3 個（予備 1 個）を使用する。可搬型照明（ＳＡ）の仕様を第 3.3－5 表に示す。

第 3.3－5 表　チェンジングエリアの可搬型照明（ＳＡ）

名称及び外観	保管場所	数　量	仕　様
可搬型照明（ＳＡ） 	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	4 個 （予備 1 個含む）	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間： 片面　20～24 時間 両面　10～12 時間

チェンジングエリア内は，第 3.3－13 図に示すように，設置する可搬型照明（ＳＡ）により 5 ルクス以上の照度が確保可能であり，問題なく設営，運用等が行えることを確認している。

：ＳＡ範囲

第 3.3－13 図　チェンジングエリア設置場所における可搬型照明（ＳＡ）確認状況

(9)　チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は，2 名 1 組で 2 組を想定し，同時に 4 名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 4 名の要員が来た場合，全ての要員が中央制御室に入りきるまで約 14 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後，順次汚染検査 2 分×4 名）と設定し，全ての要員が汚染している場合でも，除染が完了し中央制御室に入りきるまで約 22 分と設定しており，訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

また，仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも，チェンジングエリアは，建屋内に設置しているため，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。

：ＳＡ範囲

(10)　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

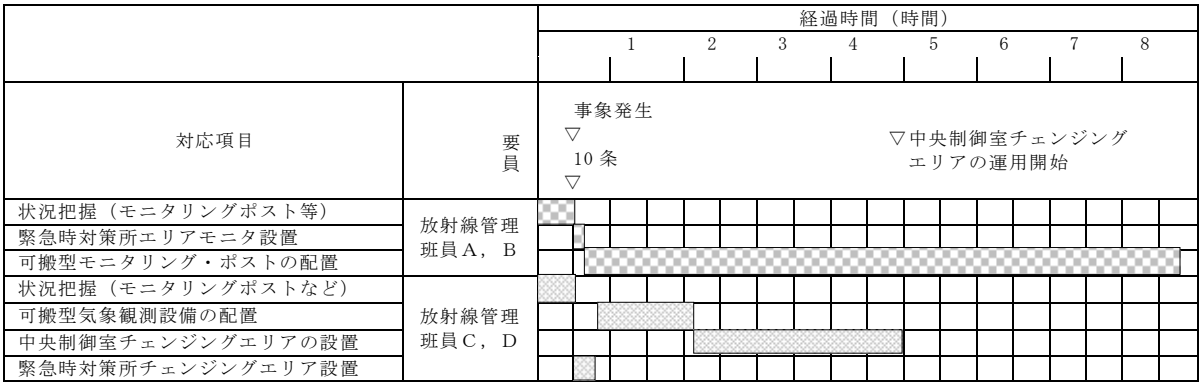
放射線管理班は，チェンジングエリアの設置以外に，緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分），可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）及び可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じて判断する。

例えば，平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には，放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し，その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

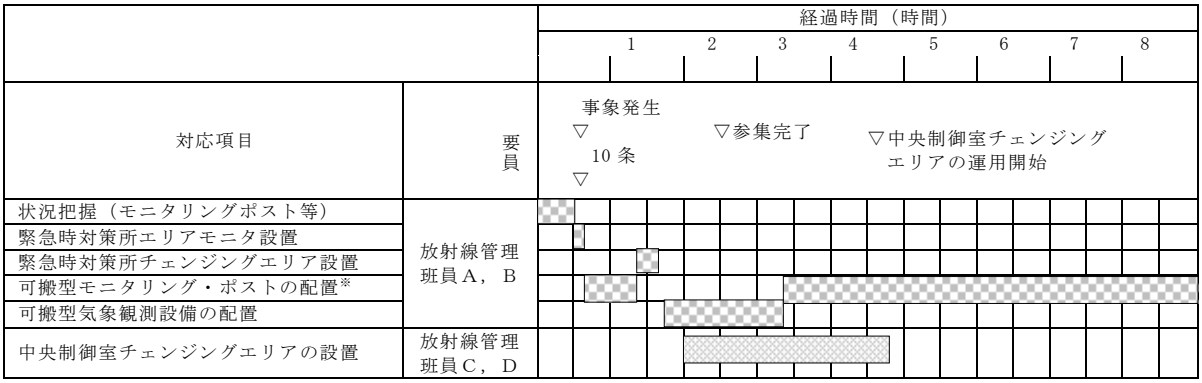
夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には，放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い，その後，参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後（発災から2時間後），参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで，平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお，チェンジングエリアの運用については，エリア使用の都度，放射線管理班員がチェンジングエリアまで移動して対応するが，チェンジングエリアが使用されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり，多くとも1日数回程度のため，十分対応が行える。

：ＳＡ範囲

・ケース①（平日昼間の場合）



・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）



※　可搬型モニタリング・ポストは，放射線管理班長の判断により，緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

：ＳＡ範囲

(11)　チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間・休祭日は，参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるが，事象発生からチェンジングエリアの初期運用の開始※1まで３時間程度※2要する場合が考えられる。その場合において，チェンジングエリアの初期運用開始までは，下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- 運転員等は，自ら汚染検査を実施し，必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で，中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は，チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後，運転員等の再検査を実施し，必要に応じて除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また，放射線管理班員は，中央制御室内の環境測定を行う。
- 中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- 仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも，中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで，中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は（5）　チェンジングエリアの運用に従う。

※1　サーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2　2時間（参集時間）＋1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

：ＳＡ範囲

3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響

地震，自然災害（竜巻等），火災及び溢水について，中央制御室に影響を与える事象を抽出し，対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として，第3.4－1表に示す起因事象（内部火災，内部溢水，地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが，いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

(1)　地　　震

中央制御室及び制御盤は，耐震Ｓクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，制御盤に手すりを設置するとともに，天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触防止が可能な設計とする。

(2)　火　　災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設計とし，初期消火を行うことができるように，消火器を設置する。

また，中央制御室外で発生した火災に対しても，中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

：ＤＢ範囲

(3)　溢　　水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

万が一，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，消火器にて初期消火を行うこととしているため，消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また，中央制御室外で発生した溢水に対しても，中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

：ＤＢ範囲

第3.4－1表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（1／3）

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災（地震起因含む）	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるように，「運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし，中央制御室の機能を維持する。（詳細については，「設置許可基準規則」第８条（火災による損傷の防止）に関する審査資料を参照）
内部溢水（地震起因含む）	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室内には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても，「運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし，消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も，漏えいした蒸気の影響がない設計とする。（詳細については，「設置許可基準規則」第９条（溢水による損傷の防止）等」に関する審査資料を参照）
地　震	余震	中央制御室は，原子炉建屋付属棟（耐震Ｓクラス）に設置し，基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。 中央制御室の照明ルーバーに対して，落下防止措置を講じている。 余震時には，運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し，指示計，記録計等による原子炉施設の監視を行うことができる。今後，余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し，制御盤に手すりを設置する。

：ＤＢ範囲

第3.4－1表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（2／3）

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
地　震	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても，中央制御室の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され※1，蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え，機能が喪失することはない。また，蓄電池内蔵型照明を備え，機能が喪失しない設計とする。（詳細については，「設置許可基準規則」第 11 条（安全避難通路等）に関する審査資料を参照） ※1　非常用ディーゼル発電機は，各自然現象に対して健全性を確保する設計とする。 地　震：基準地震動に対して耐震Ｓクラス設計であるため，健全性を確保する。 竜　巻：設計基準の竜巻による複合荷重（風圧，気圧差，飛来物衝撃力）に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。 風　：設計基準の風（台風）による風圧に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。 積　雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。 落　雷：設計基準の雷撃電流値に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。 外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し，熱影響に対しては隔離距離の確保により健全性を確保する。また，ばい煙の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。 火　山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性確保する。また，下火砕物の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。
竜巻・風 （台風）		
積　雪		
落　雷		
外部火災 （森林火災）		
火　山		

：ＤＢ範囲

第3.4－1表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（3／3）

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 （森林火災）	ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	中央制御室換気系について，中央制御室換気系給気隔離弁及び中央制御室換気系排気隔離弁を閉止し，閉回路循環方式とすることにより外気を遮断することから，中央制御室内環境への影響はない。この場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度への影響を【補足 1】及び【補足 2】に示す。ただし，影響が長期化する場合は，必要に応じて一次的に外気を取り入れて換気する。第 2.4－2 図に運転モードごとの中央制御室換気系の系統概要図を示す。 なお，外部火災時の有毒ガスについては，中央制御室外気取入れ口における濃度がＩＤＬＨ（急性の毒性限界濃度（30 分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限界値））以下となるため，外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 外部火災以外の有毒ガスについても，敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことなく，敷地内屋外設備からの有毒ガス及び窒素ガスの濃度は，外気取入れ口において判定基準以下となるため，同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。（詳細については，「設置許可基準規則」第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災），外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）及び外部からの衝撃による損傷の防止（火山））に関する審査資料を参照）
火　山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
凍　結	低温による中央制御室内環境への影響	中央制御室換気系により環境温度が維持される環境温度が維持されるため，中央制御室内環境への影響はない。（詳細については，「設置許可基準規則」第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止（凍結））に関する審査資料を参照）

：ＤＢ範囲

【補足 1】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

（設計基準事故時）

1. 概　　要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として，中央制御室換気系は，隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

設計基準事故時において，隔離弁を閉操作し，外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について，以下のとおり評価した。

2. 評　　価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため，酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第 14 版　3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ4622－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：7 名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期酸素濃度：20.95％

・空気流入率：0.4 回／h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　Ａ系：0.468 回／h（±0.015），Ｂ系：0.435 回／h（±0.015）を基に設定）

：ＤＢ範囲

・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／人とする。

・1人当たりの酸素消費量は，呼気酸素濃度を16.40％として，1.092L／min／人（＝0.06552m^3／h／人）

・1時間当たりの酸素消費量は，

0.45864［m^3／h］＝0.06552［m^3／h／人］×7［名］

・許容酸素濃度：19％以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b．酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$C_\infty = C_0 - \{M /（N \cdot V）\}$

M　：室内酸素消費量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度［－］

C_0：外気の酸素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．酸素濃度評価結果

$C_\infty = 0.2095 - \{0.45864 /（0.4 \times 2,700）\}$

$= 0.209075 \fallingdotseq 20.90\%$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は，19％以上を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2)　二酸化炭素濃度

a．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第14版　3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ4622

：ＤＢ範囲

－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：7名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期二酸化炭素濃度：0.03％

・空気流入率：0.4回／h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　A系：0.468回／h（±0.015），B系：0.435回／h（±0.015）を基に設定）

・1人当たりの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046［m^3／h／人］とする。

・1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，

0.322［m^3／h］＝0.046［m^3／h／人］×7［名］

・許容二酸化炭素濃度は，0.5％以下

b．二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$C_\infty = C_0 + \{M /（N \cdot V）\}$

M　：室内二酸化炭素発生量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度［－］

C_0：外気の二酸化炭素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．評価結果

$C_\infty = 0.0003 + \{0.322 /（0.4 \times 2,700）\}$

$= 0.000599 \fallingdotseq 0.06\%$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は，0.5％以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

：DB範囲

【補足2】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

（重大事故時）

1. 概　　要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として，中央制御室換気系は，隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し，閉回路循環方式とすることができる。

重大事故時において，隔離弁を閉操作し，外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について，以下のとおり評価した。

2. 評　　価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため，酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第14版　3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ4622－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：11名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期酸素濃度：20.95％

・空気流入率：0.4回／h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　Ａ系：0.468回／h（±0.015)，Ｂ系：0.435回／h（±0.015）を基に設定）

：ＳＡ範囲

・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／人とする。

・1人当たりの酸素消費量は，呼気酸素濃度を16.40％として，1.092L／min／人（＝0.06552m^3／h／人）

・1時間当たりの酸素消費量は，

0.72072［m^3／h］＝0.06552［m^3／h／人］×11［名］

・許容酸素濃度：19％以上（「鉱山保安法施行規則」より）

ｂ．酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$C_\infty = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$

M　：室内酸素消費量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度［－］

C_0：外気の酸素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

ｃ．酸素濃度評価結果

$C_\infty = 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2,700)\}$

$= 0.208166 \fallingdotseq 20.81\%$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は，19％以上を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2)　二酸化炭素濃度

ａ．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第14版　3　空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ

：ＳＡ範囲

4622－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：11 名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期二酸化炭素濃度：0.03％

・空気流入率：0.4 回／h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　A系：0.468 回／h（±0.015），B系：0.435 回／h（±0.015）を基に設定）

・1 人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046［m^3／h／人］とする。

・1 時間当たりの二酸化炭素吐出量は，

0.506［m^3／h］＝0.046［m^3／h／人］×11［名］

・許容二酸化炭素濃度は，0.5％以下

b．二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$C_\infty = C_0 + \{M /（N \cdot V）\}$

M　：室内二酸化炭素発生量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度［－］

C_0：外気の二酸化炭素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．評価結果

$C_\infty = 0.0003 + \{0.506 /（0.4 \times 2700）\}$

$= 0.000769 \fallingdotseq 0.08\%$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は，0.5％以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

：ＳＡ範囲

3.5　中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5－1 表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ（※1）	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装　平均	○	○	－
	平均出力領域計装　A	○	○	○
	平均出力領域計装　B	○	○	○
	平均出力領域計装　C	○	○	－
	平均出力領域計装　D	○	○	－
	平均出力領域計装　E	○	○	－
	平均出力領域計装　F	○	○	－
	起動領域計装　A	○	○	○
	起動領域計装　B	○	○	○
	起動領域計装　C	○	○	○
	起動領域計装　D	○	○	○
	起動領域計装　E	○	○	○
	起動領域計装　F	○	○	○
	起動領域計装　G	○	○	○
	起動領域計装　H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（狭帯域）	○	○	－
	原子炉水位（広帯域）	○	○	○
	原子炉水位（燃料域）	○	○	○
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	○	○	○
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ａ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｂ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｃ	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	－
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	－
	原子炉給水流量	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

第 3.5－1 表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（2／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　２Ｃ遮断器(660)閉	○	○	－
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ遮断器(670)閉	○	○	－
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ遮断器(680)閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池Ａ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池Ｂ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ｂ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ｂ)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

第 3.5－1 表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（3／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	サプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	－
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器内水素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

第 3.5－1 表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（4／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｃ注入弁全開	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ａ（全開）	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ｂ（全開）	○	○	－
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタＡ	○	○	－
	主排気筒放射線モニタＢ	○	○	－
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	－
	主蒸気管放射線モニタ(Ａ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｂ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｃ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｄ)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ａ	○	○	－
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ｂ	○	○	－
	ＮＳ４内側隔離	○	○	－
	ＮＳ４外側隔離	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
環境の情報確認	ＳＧＴＳ Ａ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳ Ｂ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ｂ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ｂ	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

第 3.5－1 表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（5／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(Ｔ－２)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度　10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

第 3.5－1 表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（6／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系　Ａ作動	○	○	－
	自動減圧系　Ｂ作動	○	○	－
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＡ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＢ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＣ起動	○	○	－
	残留熱除去系Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｃ注入弁全開	○	○	－
	全制御棒全挿入	○	○	－
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

3.6　中央制御室待避室の内部寸法について

(1)　中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

中央制御室待避室には，3名の運転員が待避することとしている。この要員数を設定した考え方を以下に示す。

①　待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

- 格納容器スプレイ停止，原子炉注水流量の調整及び格納容器ベント操作を，ＳＡ操作盤において，指揮者（発電長）1名及び操作者（運転員Ａ）1名で実施する。
- 中央制御室待避室の正圧化操作を操作者（運転員Ｂ）1名で実施する。

したがって，待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は3名である。

②　運転員が中央制御室待避室に待避している間は，運転員による運転操作を実施する必要はなく，データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視及び衛星電話設備又は携行型有線通話装置による通信連絡を行うこととしており，①に必要な要員数に包含される。

③　原子炉施設保安規定の定めにより，中央制御室には3名の運転員が常駐する必要がある。

以上の条件から，中央制御室待避室の収容要員数を指揮者（発電長）1名及び操作者（運転員Ａ及び運転員Ｂ）2名の計3名に設定する。

(2)　中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室内で行う作業は，データ表示装置によるプラントパラメータの監視，衛星電話等による通信連絡のみであり，広い作業スペース

：ＳＡ範囲

は不要であることから，以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸法を検討する。

- 運転員 3 名が着席して待機するために必要なスペース
- データ表示装置，衛星電話及び可搬型照明を配置するためのスペース
- 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- 携行型有線通話装置接続箱の設置スペース

運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを 1 名当たり 500mm×1,200mm とすると，中央制御室待避室の必要寸法は 2,000mm×1,200mm となる。

(3) 中央制御室待避室の居住性向上

中央制御室待避室の必要寸法として 2,000mm×1,200mm を設定するが，中央制御室待避室の居住性を向上させるため，以下を実施する。

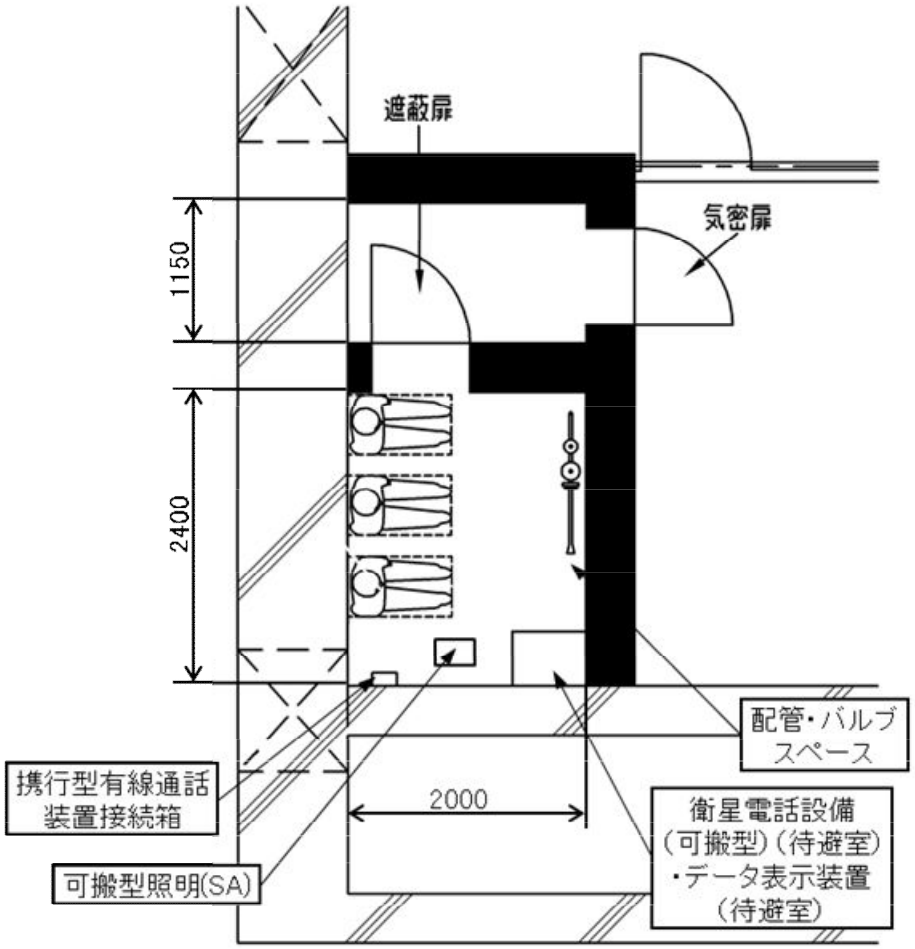
- 外部との通信手段の確保（衛星電話設備／携行型有線通話装置）
- 十分な照度の確保（可搬型照明（ＳＡ））
- 天井高を高く設定することで，室内空間を広くする
- 鉛ガラスの窓の設置

これに加えて，更なる居住性向上のため，中央制御室待避室の床面積を必要寸法における床面積の 2 倍に拡大する。

(4) 中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映した中央制御室待避室のレイアウト図を第 3.6－1 図に示す。中央制御室待避室は，必要十分なスペースを確保する設計とする。

：ＳＡ範囲



第 3.6－1 図　中央制御室待避室レイアウト図

：ＳＡ範囲

3.7　ブローアウトパネルに係る設計方針

(1)　ブローアウトパネル閉止装置

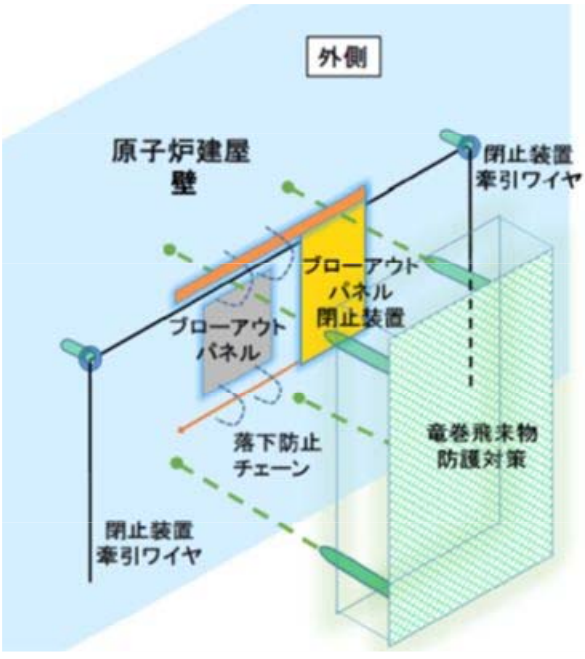
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状態で炉心損傷した場合，各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し，原子炉建屋の気密性が確保できる設計とする。気密性の高いＪＩＳ等級（Ａ４等級）の建具を用いることで，閉止時には原子炉建屋の負圧を確保する。また，遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより，万一，電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお，閉止機能は，以下のとおりである。詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

・遠隔閉止：電動扉方式（ＳＡ電源負荷）

・手動閉止：スライド扉にワイヤを取付け，これをウィンチで牽引することで閉止

ブローアウトパネル閉止装置の概要図を第3.7－1図に示す。

※1　Ａ４等級：ＪＩＳ Ａ 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの



第3.7－1図　ブローアウトパネル閉止装置　概要図

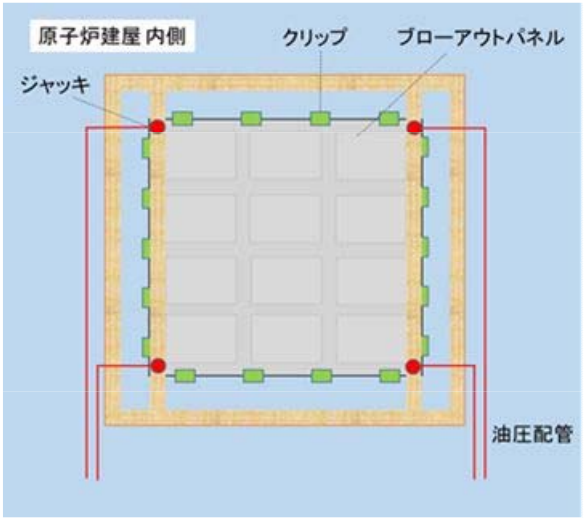
(2)　竜巻飛来物防護対策

ブローアウトパネル閉止装置の開閉機能及び原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないように，防護ネット（40㎜メッシュ）を設置する。防護ネットは，原子炉建屋外側ブローアウトパネル正面のみならず，上下左右にも設置し，極力，原子炉建屋外壁との間隙を防護する設計とする。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

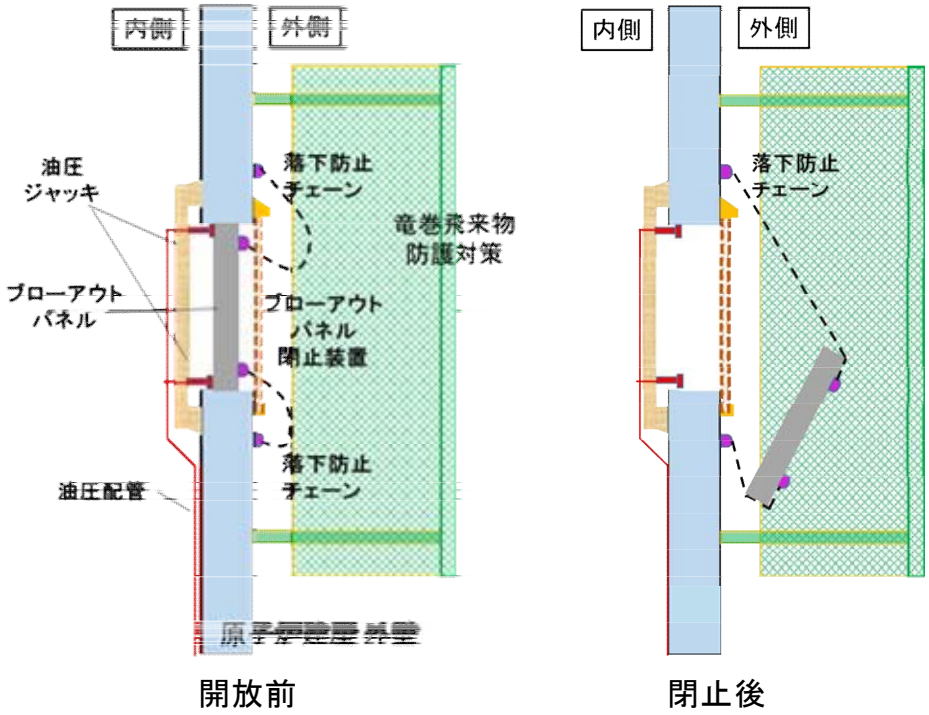
(3)　ブローアウトパネル強制開放装置

原子炉建屋内側から，油圧ジャッキにより原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する装置を設置する。油圧配管は，屋内に敷設し，屋外に設置する油圧発生装置と接続する。また，開放機構を原子炉建屋内に設置し，ブローアウトパネル閉止装置及び竜巻飛来物防護対策の防護ネットとの干渉を回避する設計とする。なお，作動液も含め，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

油圧ジャッキ設置イメージを第3.7－2図に，ブローアウトパネル開閉前後イメージを第3.7－3図に示す。



第3.7－2図　油圧ジャッキ設置イメージ

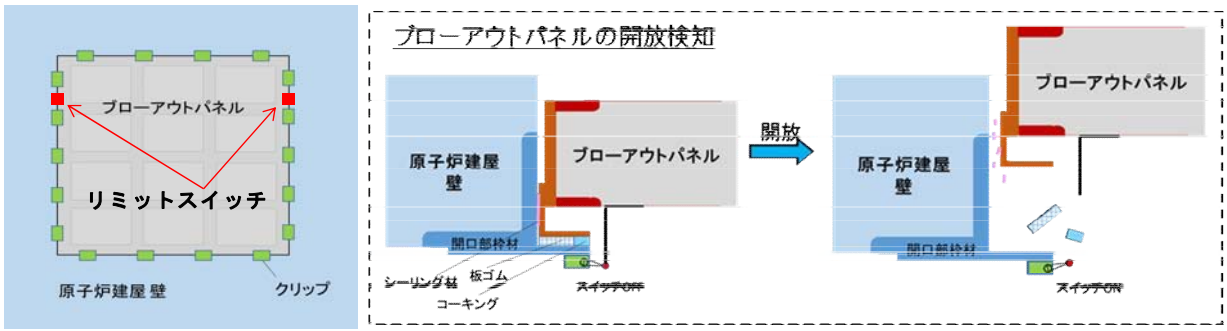


第3.7－3図　ブローアウトパネル開閉前後イメージ

(4)　ブローアウトパネル開閉状態表示

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの各パネルにはリミットスイッチを設置し，開放したパネルを中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

ブローアウトパネル開閉状態表示の概要図を第3.7－4図に示す。



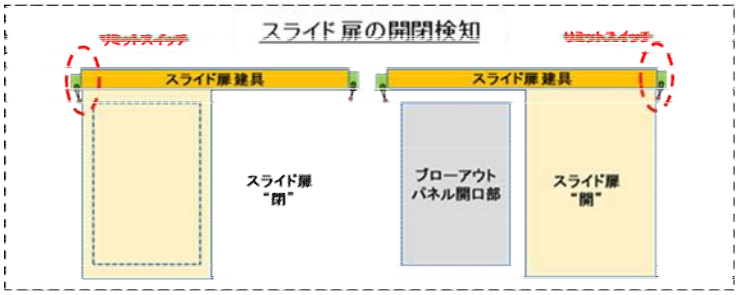
正面図

第3.7－4図　ブローアウトパネル開閉状態表示　概要図

(5)　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

ブローアウトパネル閉止装置についてもリミットスイッチを設置し，スライド扉の開閉状態を中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の設計により決定する。

ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を第3.7－5図に示す。



第3.7－5図　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示　概要図

【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について

ブローアウトパネル閉止装置には，ＪＩＳ Ａ1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線Ａ４等級に合致する扉を設置することにより，原子炉建屋の気密性を確保する。なお，以下に示すように，Ａ４等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から，原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa［gage］ において，Ａ４等級ドア $1m^2$ 当たりの通気量は，$12.6m^3$／h

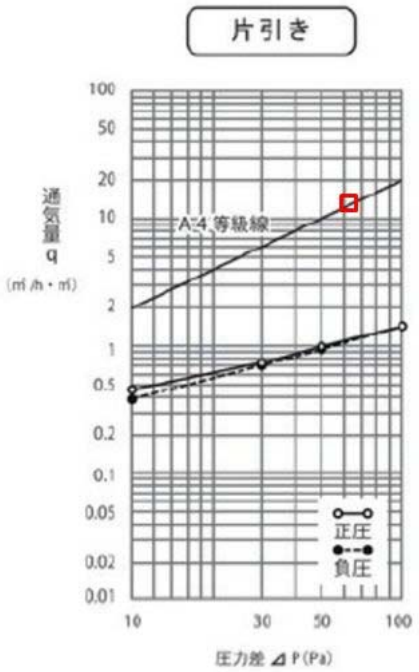
◆ブローアウトパネル 12 枚の開口面積合計は，$186.51m^2$

◆ブローアウトパネル 12 枚が全て開放し，当該パネル全てを再閉止した後の 1h 当たりの通気量は，$2,350.02m^3$／h

◆ＳＧＴＳの排風機の容量は，$3,570m^3$／h であり，上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能）

Ａ４等級扉イメージを第3.7－6図に，気密等級線図（Ａ４等級）を第3.7－7図に示す。

第3.7－6図　Ａ４等級扉イメージ



第3.7－7図　気密等級線図（Ａ４等級）

別添 2

東海第二発電所

中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

目　　次

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について.....
..... 26条-別添2-1
1. 大気中への放出量の評価 26条-別添2-1
2. 大気拡散の評価 26条-別添2-1
3. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 26条-別添2-1
4. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価 26条-別添2-2
4.1 中央制御室内での被ばく 26条-別添2-2
4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）
..... 26条-別添2-2
4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）
..... 26条-別添2-2
4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）
..... 26条-別添2-4
4.2 入退域時の被ばく 26条-別添2-6
4.2.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路④）
..... 26条-別添2-6
4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）
..... 26条-別添2-6
5. 評価結果のまとめ 26条-別添2-6

添付資料 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価条件表
..... 26条-別添2-添1-1
2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について 26条-別添2-添2-1
3 線量評価に用いる大気拡散の評価について 26条-別添2-添3-1
4 空気流入率試験結果について 26条-別添2-添4-1
5 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について
..... 26条-別添2-添5-1
6 コンクリート密度の根拠について 26条-別添2-添6-1
7 内規※1との整合について 26条-別添2-添7-1

※1 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては,「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)(平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日)」(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づき行った。

1. 大気中への放出量の評価

評価事象は,原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量,大気中への放出量は,仮想事故相当のソースタームを基にする数値,評価手法及び評価条件を使用して評価した。

2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は,大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した結果を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては,2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用した。なお,当該データの使用に当たっては,当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施し,特に異常でないことを確認している。

3. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は,施設の位置,建屋の配置,形状等を考慮して評価した。直接ガンマ線についてはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコード,スカイシャインガンマ線についてはＡＮＩＳＮコード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコー

ドを用いて評価した。

4. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路(①～⑤)を第4-1図に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。

運転員の勤務体系は5直2交替とし,30日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く,入退域回数が多い者を対象として,30日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し,実効線量を評価した。

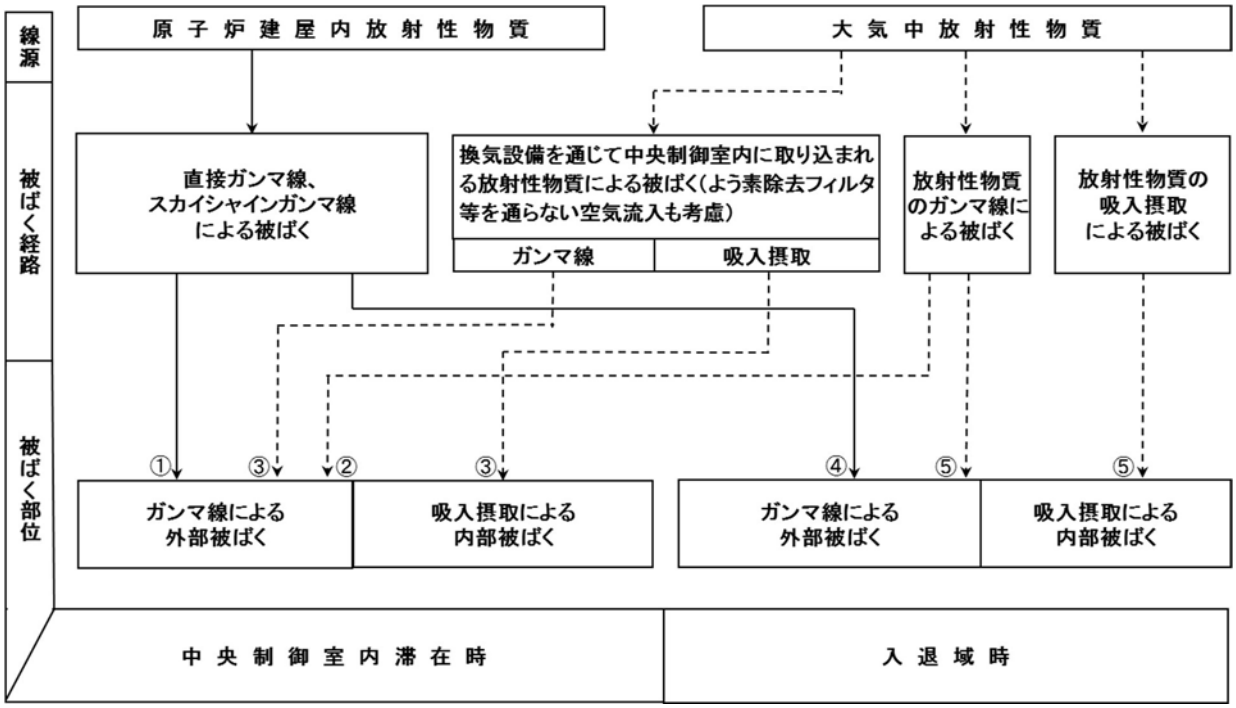
4.1 中央制御室内での被ばく

4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路①)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは,前述3.の方法で実効線量を評価した。

4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路②)

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは,事故期間中の大気中への放射性希ガス等(以下「希ガス等」という。)の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。



第 4-1 図　事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(経路③)

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガス等からのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素(以下「よう素」という。)の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては,(1),(2)に示す中央制御室換気系の効果を考慮した。

(1)中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第4-2図に示すとおりである。

1)通常時運転時

通常時は,中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファンにより,一部外気を取り入れる閉回路循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

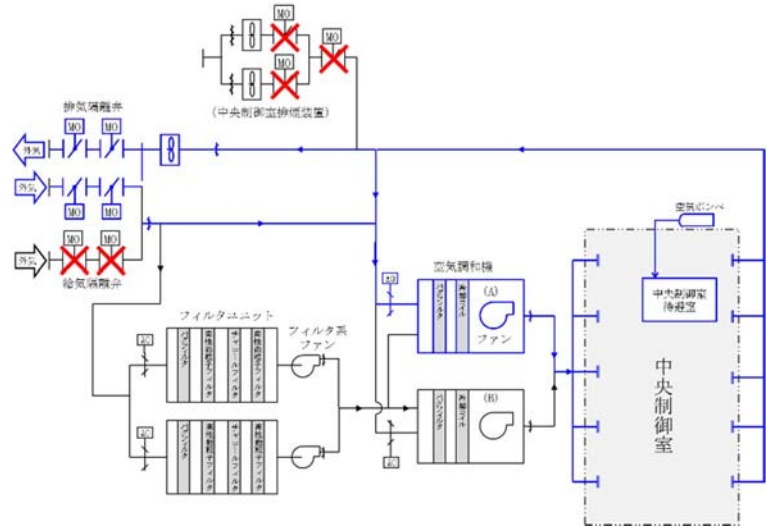
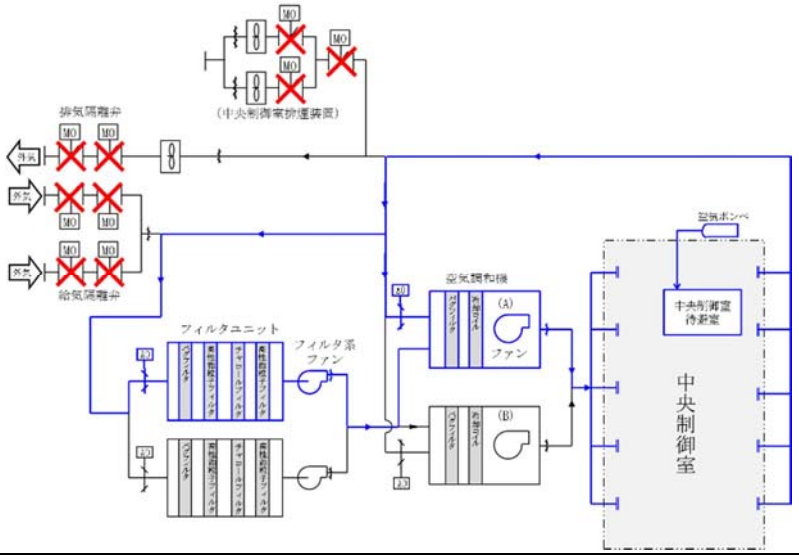
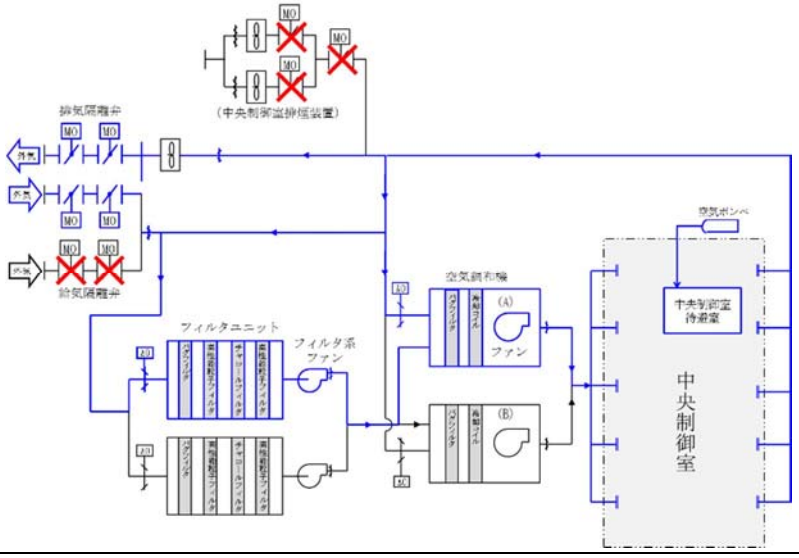
2)事故時

事故時は,外気取入口を遮断して,中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット(高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ)を通した閉回路循環運転とし,運転員を放射線被ばくから防護する。

なお,外気の遮断が長期にわたり,室内環境が悪化した場合には,チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

(2)フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのフィルタユニットを通らない空気の流入量は,空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 1.0 回／h と仮定して評価した。

通常運転時	通常運転時（再循環方式）	
事故時	外気隔離時（閉回路循環方式）	
	外気取入れ時	

第4-2図　中央制御室換気系概略図

4.2 入退域時の被ばく

4.2.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路④)

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは,中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は,「4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(経路①)」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては,建屋出入口を代表点とし,入退域ごとに評価点に 15 分滞在するとして評価した。

4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく(経路⑤)

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは,中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(経路②)」と同様な手法で,吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(経路③)」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価は,上記 4.2.1 の仮定と同じとした。

5. 評価結果のまとめ

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第 5-1 表に,内訳を第 5-2 表に示す。評価結果は,原子炉冷却材喪失において実効線

量で約 2.9mSv,主蒸気管破断において実効線量で約 1.7mSv であり,法令における緊急時作業に係る線量限度 100mSv を下回っている。

なお,この評価に係る被ばく経路イメージを第 5-3 表に,被ばく評価の主要条件を第 5-4 表及び第 5-5 表に示す。

第 5-1 表　中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価結果

(単位：mSv)

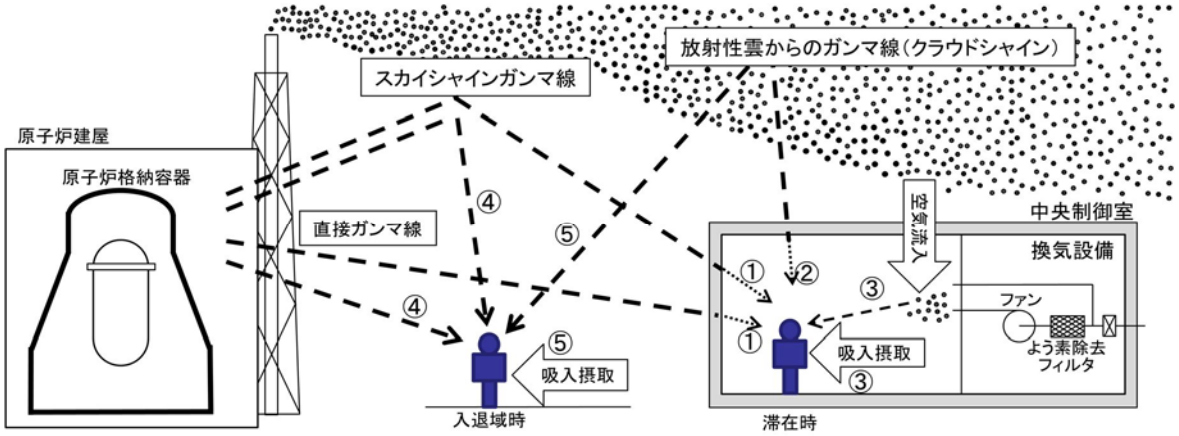
被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央制御室内	①建物内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^{0}	約 4.3×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 1.5×10^{0}
	小計(①＋②＋③)	約 1.8×10^{0}	約 1.5×10^{0}
入退域時	④建物内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^{0}	約 1.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.5×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計(④＋⑤)	約 1.1×10^{0}	約 2.6×10^{-1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤)		約 2.9×10^{0}	約 1.7×10^{0}

第 5-2 表　中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価結果の内訳

		実効線量(mSv)					
		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		外部被ばく	内部被ばく	実効線量の合計値	外部被ばく	内部被ばく	実効線量の合計値
室内作業時	①原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.6×10^{0}	—	約 1.6×10^{0}	約 4.3×10^{-3}	—	約 4.3×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 3.4×10^{-2}	—	約 3.4×10^{-2}	約 1.3×10^{-2}	—	約 1.3×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^{-2}	約 1.9×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.9×10^{-2}	約 1.4×10^{0}	約 1.5×10^{0}
	小計(①＋②＋③)	約 1.6×10^{0}	約 1.9×10^{-1}	約 1.8×10^{0}	約 5.7×10^{-2}	約 1.4×10^{0}	約 1.5×10^{0}
入退域時	④原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.0×10^{0}	—	約 1.0×10^{0}	約 1.6×10^{-1}	—	約 1.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{-2}	約 2.0×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}
	小計(④＋⑤)	約 1.0×10^{0}	約 2.0×10^{-2}	約 1.1×10^{0}	約 1.7×10^{-1}	約 9.0×10^{-2}	約 2.6×10^{-1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤)		約 2.7×10^{0}	約 2.1×10^{-1}	約 2.9×10^{0}	約 2.2×10^{-1}	約 1.5×10^{0}	約 1.7×10^{0}

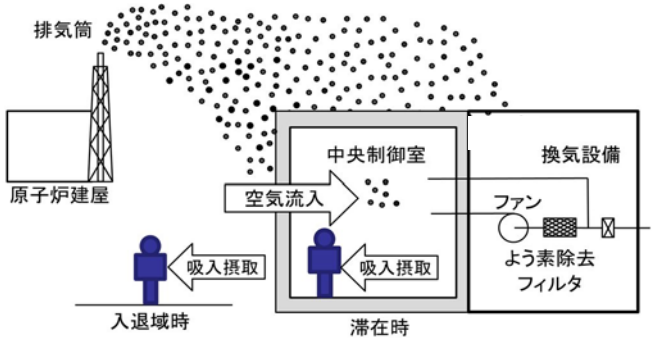
第 5-3 表　中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウドシャインによる外部被ばく）
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく （クラウドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）



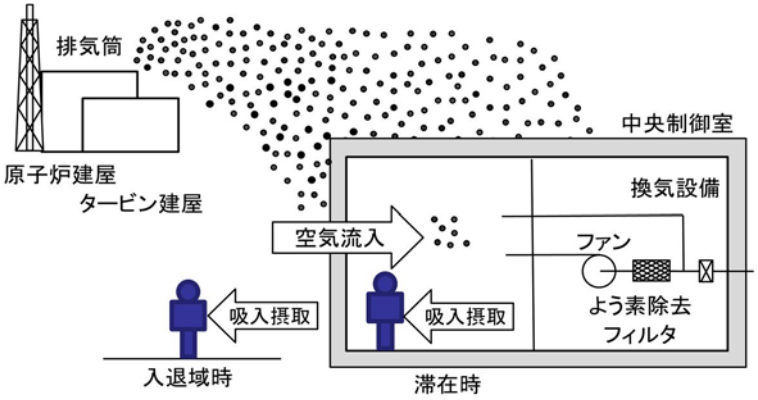
第 5-4 表　中央制御室の居住性(設計基準事故：原子炉冷却材喪失)に係る被ばく評価の主要条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器への無機よう素の沈着割合	50%
	格納容器スプレイ等による無機よう素に対する除去効果	分配係数(気相濃度と液相濃度の比)：100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%/day
	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のよう素除去効果	再循環：80% 外部放出：90%
大気拡散	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：24 時間 よう素：24 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	1 方位
運転員の被ばく評価	中央制御室換気設備	起動時間遅れ：15min 閉回路循環運転(27h),外気取入運転(3h)の交互運転
	中央制御室非常時際循環処理装置よう素除去効率	90%
	中央制御室への空気流入率	1.0 回／h
	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間,入退域回数を設定
	直接線,スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R,ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



第 5-5 表　中央制御室の居住性(設計基準事故：主蒸気管破断)に係る被ばく評価の主要条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格熱出力の約 105% (熱出力 3,440MW)
	原子炉運転時間	2000 日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131 を 4.6×10^{3}Bq／g としその組成を拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は,液相の濃度の 1／50 とする
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131 は 4.44×10^{14}Bq とし,その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める 希ガスについてはよう素の 2 倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	原子炉圧力の低下割合に比例するとし,追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出される
	追加される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止後の破断口からの放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は,主蒸気隔離弁閉止直後に,これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%／d
大気拡散	気象資料	2005 年 4 月～2006 年 3 月
	実効放出継続時間	希ガス：1 時間 よう素：20 時間
	累積出現頻度	小さい方から 97%
	着目方位	中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位
運転員の被ばく評価	交代要員体制への考慮	5 直 2 交代をベースに滞在時間,入退域回数を設定
	直接線,スカイシャイン線評価コード	QAD-CGGP2R,ANISN, G33-GP2R
	評価期間	30 日間



添付資料　中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1　中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価の評価条件について，以下の第 1-1 表～第 1-12 表に示す。

第 1-1 表　大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】

第 1-2 表　大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】

第 1-3 表　大気中への放出放射能量評価結果（30 日積算）

第 1-4 表　大気拡散条件

第 1-5 表　相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

第 1-6 表　相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

第 1-7 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】

第 1-8 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】

第 1-9 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度（30 日積算）

第 1-10 表　中央制御室換気設備条件

第 1-11 表　運転員交替考慮条件

第 1-12 表　線量換算係数及び呼吸率の条件

第 1-1 表　大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/3)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は，一方の事故で包絡できる場合は，いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% （熱出力 3,440MW）	定格値に余裕（+5%）を考慮した値を設定	4.1.1(1) 原子炉は，定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮した最大運転期間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	5	運転サイクルを想定	同上
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	希ガス：100% よう素：　50%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)b) 事象発生後，原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合とする。
よう素の形態	無機（元素状）よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は 10%とし，残りの 90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機（元素状）よう素の沈着効果	50%が沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視する。

第 1-1 表　大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/3)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合	分配係数：100	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)e）サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5%／day	格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定	4.1.1(2)f）原子炉格納容器からの漏えいは，原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系等の起動時間	事故後瞬時に起動	ＬＯＣＡ信号により瞬時起動を想定しており，通常運転中も原子炉建屋原子炉棟は負圧を維持しているため事故後瞬時に起動すると設定	4.1.1(2)g）原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む）は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。
非常用ガス処理系等の容量	非常用ガス再循環系： 4.8 回／day 非常用ガス処理系： 1 回／day	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g）非常用換気系等の容量は，設計で定められた値とする。

第 1-1 表　大気中への放出量評価条件【原子炉冷却材喪失】(3/3)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
非常用ガス再循環系等のフィルタ除去効率	非常用ガス再循環系 （再循環）：80% 非常用ガス処理系 （外部放出）：90%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS 再循環系からの漏えい率	ECCS により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量の評価は省略する。	ECCS からの漏えいによる放出量は，格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく，有意な寄与はないため	4.1.1(2)h) ECCS が再循環モードで運転され，原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には,原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
放出経路	排気筒放出	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は,原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後,排気筒を経由して環境に放出されるとする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は,事故発生後 30 日間とする。

第 1-2 表　大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(1/4)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は，一方の事故で包絡できる場合は，いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力の約 105% （熱出力 3,440MW）	定格値に余裕 (+5%) を考慮した値を設定	4.1.2(1) 原子炉は，定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000 日	5 サイクル運転を考慮した最大運転期間を設定	同上
サイクル数 (バッチ数)	5	運転サイクルを想定	同上
冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度	冷却材中の濃度（I-131）：4.6×10^{3}Bq／g その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は，液相の濃度の 1／50 とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は，運転上許容される I -131 の最大濃度に相当する濃度とし，その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は，液相の濃度の 1／50 とする。

第 1-2 表　大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(2/4)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒からの追加放出量	燃料棒からの追加放出量（I-131）：4.44×10^{14}Bq その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を，I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし，その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの追加放出割合	原子炉圧力の低下割合に比例するとし，追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出される。	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は，主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし，追加放出された放射性物質の約 1%が破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの追加放出	主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出は，主蒸気隔離弁閉止直後に，これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出される。	同上	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は，主蒸気隔離弁閉止直後に，これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。

第 1-2 表　大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(3/4)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
よう素及び希ガスの気相部への移行割合	燃料棒から放出されたよう素　有機よう素：10% 無機よう素：90% 有機よう素は原子炉圧力容器内で分解により 1／10 程度に減少するので，気相部へは 1%の有機よう素が瞬時に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲン等が気相部にキャリーオーバーする割合は，2%とする。希ガスは，すべて瞬時に気相部に移行する。	同上	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち，有機よう素は 10%とし，残りの 90%は無機よう素とする。有機よう素のうち 10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は，2%とする。希ガスは，すべて瞬時に気相部に移行する。
主蒸気隔離弁閉止前及び閉止後の大気中への放出想定	主蒸気隔離弁閉止前：放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。 主蒸気隔離弁閉止後：放出された放射性物質は，大気中に地上放散する。	同上	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は，大気中に地上放散する。

第 1-2 表　大気中への放出量評価条件【主蒸気管破断】(4/4)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
主蒸気管からの漏えい率	120%／day （主蒸気隔離弁は，1 個が閉止しないものとして，設計値に余裕を見込んだ値とし，漏えい率は一定とする。）	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)h）主蒸気隔離弁は，1 個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは，蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし，この漏えい率は一定とする。
事故の評価期間	30 日間	同上	解説 3.2 評価期間は，事故発生後 30 日間とする。

第 1-3 表　大気中への放出放射能量評価結果（30 日積算）

<table>
<tr><th colspan="3">評価項目</th><th>評価結果(Bq)</th></tr>
<tr><td rowspan="2">原子炉
冷却材喪失</td><td colspan="2">希ガス
（ガンマ線エネルギ 0.5MeV 換算）</td><td>約 2.8×10^{16}</td></tr>
<tr><td colspan="2">よう素
（I-131 等価量（成人実効線量係数換算））</td><td>約 2.4×10^{14}</td></tr>
<tr><td rowspan="4">主蒸気管
破断</td><td rowspan="2">希ガス及びハロゲン等
（ガンマ線エネルギ 0.5MeV 換算）</td><td>隔離弁
閉止前</td><td>約 6.1×10^{13}</td></tr>
<tr><td>隔離弁
閉止後</td><td>約 1.2×10^{14}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">よう素
（I-131 等価量（成人実効線量係数換算））</td><td>隔離弁
閉止前</td><td>約 1.5×10^{12}</td></tr>
<tr><td>隔離弁
閉止後</td><td>約 2.5×10^{12}</td></tr>
</table>

第 1-4 表　大気拡散条件(1/6)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ，風向，風速，大気安定度に応じて，空間濃度分布が水平方向，鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料 （2005 年 4 月～2006 年 3 月）	【原子炉冷却材喪失】 建屋影響を受けない大気拡散評価を行うため排気筒風（標高約 148m（地上高約 140m））の気象データを使用 【主蒸気管破断】 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（標高約 18m(地上高約 10m)）の気象データを使用。 被ばく評価手法（内規）に示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象資料を使用（補足説明資料 1-2 参照）	【原子炉冷却材喪失】 5.1.1(1)c)風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。 【主蒸気管破断】 5.1.1(1) c)風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2) 建屋影響は，放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため，地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。

第 1-4 表　大気拡散条件(2/6)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
実効放出継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス　：24 時間 よう素　：24 時間 【主蒸気管破断】 希ガス等：1 時間 よう素　：20 時間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。 ただし,24 時間を超えた場合は保守的に 24 時間とする。	解説 5.13（3）実効放出継続時間(T)は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。
放出源及び放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒：95m（有効高さ） 【主蒸気管破断】 地上：0m	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定した風洞実験結果から保守的に最小の有効高さを設定。 【主蒸気管破断】 地上放出と想定して設定。	【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)i）原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後，排気筒を経由して環境に放出されるとする。 【主蒸気管破断】 4.1.2(7)g）主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は大気中に地上放散する。

第 1-4 表　大気拡散条件(3/6)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
累積出現頻度	小さい方から 97%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定。	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	【原子炉冷却材喪失】 考慮しない。 【主蒸気管破断】 考慮する。	【原子炉冷却材喪失】 排気筒放出を想定し，建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。 【主蒸気管破断】 地上放出を想定し，建屋の影響を受ける大気拡散評価を行うため，放出点から近距離の建屋（原子炉建屋）による巻き込みを考慮する。	5.1.2(1) 中央制御室のように，事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては，建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

第 1-4 表　大気拡散条件(4/6)

<table>
<tr><th>項　目</th><th>評価条件</th><th>選定理由</th><th>被ばく評価手法（内規）での記載</th></tr>
<tr><td>巻き込みを生じる代表建屋</td><td>【原子炉冷却材喪失】
考慮しない。
【主蒸気管破断】
原子炉建屋</td><td>【原子炉冷却材喪失】
排気筒放出を想定し，建屋の影響を受けない大気拡散評価を行うため考慮しない。
【主蒸気管破断】
放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建屋として，被ばく評価手法（内規）に示された選定例に基づき選定</td><td>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として，表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。
表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例
<table><tr><th>原子炉施設</th><th>想定事故</th><th>建屋の種類</th></tr><tr><td>BWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td></tr><tr><td></td><td>主蒸気管破断</td><td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td></tr><tr><td>PWR 型原子炉施設</td><td>原子炉冷却材喪失</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋</td></tr><tr><td></td><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋</td></tr></table></td></tr>
</table>

第 1-4 表　大気拡散条件(5/6)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 建屋入口	【中央制御室内】 被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定 【入退域時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定	【中央制御室内】 5.1.2(3)b)1）中央制御室内には，中央制御室が属する建屋（以下，「当該建屋」）の表面から，事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して，また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって，放射性物質が侵入するとする。 5.1.2(3)b)3) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15 分間滞在するとする。

第 1-4 表　大気拡散条件(6/6)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
着目方位	【原子炉冷却材喪失】 中央制御室内：1 方位 入退域時：1 方位 【主蒸気管破断】 中央制御室内：9 方位 入退域時：9 方位	被ばく評価手法（内規）に示された評価方法に基づき設定	5.1.2(3) 中央制御室の被ばく評価の計算では，代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく，図 5.4 に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	$3.0\times10^{3}\mathrm{m}^{2}$	原子炉建屋の投影断面積	5.1.2(3) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1／2	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2) 形状係数の値は，特に根拠が示されるもののほかは原則として 1／2 を用いる。

第 1-5 表　相対濃度及び相対線量【原子炉冷却材喪失】

評価対象	評価点	相対濃度 χ／Q（s／m^3）	相対線量 D／Q（Gy／Bq）
室内作業時	中央制御室 中心	約 1.2×10^{-6}	約 4.9×10^{-20}
入退域時	建屋入口	約 1.2×10^{-6}	約 5.0×10^{-20}

第 1-6 表　相対濃度及び相対線量【主蒸気管破断】

評価対象	評価点	相対濃度 χ／Q（s／m^3）	相対線量 D／Q（Gy／Bq）
室内作業時	中央制御室 中心	約 8.3×10^{-4}（希ガス） 約 4.9×10^{-4}（よう素）	約 2.9×10^{-18}
入退域時	建屋入口	約 8.2×10^{-4}（希ガス） 約 4.9×10^{-4}（よう素）	約 2.9×10^{-18}

第 1-7 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(1/2)

項　目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線源条件	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物	希ガス：100% よう素：50%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は，希ガス 100%，よう素 50%とする。
	原子炉建屋内線源強度分布	格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物が均一に分布	同上	6.1(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は,原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋(二次格納施設) に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 6.1(3)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2　評価期間は，事故発生後 30 日間とする。

第 1-7 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項　目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計算モデル条件	原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮	6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は，施設の位置，建屋の配置，形状及び地形条件から計算する。
	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床，天井，壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。

第 1-7 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【原子炉冷却材喪失】(2/2)

項　目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計算モデル条件	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
	コンクリート密度	2.00g／cm^3	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)を基に算出した値を設定	－
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒ スカイシャイン線評価： ＡＮＩＳＮ Ｇ３３-ＧＰ２Ｒ	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて，記載なし。

第 1-8 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(1/2)

項　目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線源条件	タービン建屋に放出される核分裂生成物	希ガス及びハロゲン等	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし，核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいものは，計算対象としない。 6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は，タービン建屋からの漏えいを無視する以外は，大気中への放出量の計算条件と同じとする。
	タービン建屋内線源強度分布	主蒸気隔離弁からタービン建屋内に放出した核分裂生成物の全量が均一に分布	同上	6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は，全量がタービン建屋から漏えいすることなく，タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
	事故の評価期間	30 日	同上	解説 3.2　評価期間は，事故発生後 30 日間とする。

第 1-8 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件【主蒸気管破断】(2/2)

項　目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
計算モデル条件	中央制御室のモデル化	中央制御室の幾何形状をモデル化	床，天井，壁を遮蔽体として考慮	7.1.2(1)c）線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。
	許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
	コンクリート密度	2.00g／cm^3	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)を基に算出した値を設定	－
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒ スカイシャイン線評価： ＡＮＩＳＮ Ｇ３３-ＧＰ２Ｒ	許認可等で使用実績があるコードを使用している	計算コードについて，記載なし。

第 1-9 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
原子炉建屋内の積算線源強度（30 日積算）

代表エネルギ (MeV／dis)	エネルギ範囲 (MeV／dis)	ガンマ線積算線源強度（Photons）	
		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断
0.01	0.0 ＜ E ≦ 0.01	約 1.2×10^{17}	約 9.0×10^{14}
0.02	0.01 ＜ E ≦ 0.02	約 2.3×10^{15}	約 8.0×10^{13}
0.03	0.02 ＜ E ≦ 0.03	約 7.2×10^{17}	約 3.6×10^{15}
0.045	0.03 ＜ E ≦ 0.045	約 1.0×10^{15}	約 7.7×10^{16}
0.06	0.045 ＜ E ≦ 0.06	0	0
0.07	0.06 ＜ E ≦ 0.07	0	0
0.075	0.07 ＜ E ≦ 0.075	0	0
0.10	0.075 ＜ E ≦ 0.10	約 6.2×10^{21}	約 5.6×10^{18}
0.15	0.10 ＜ E ≦ 0.15	約 4.6×10^{17}	約 6.3×10^{16}
0.20	0.15 ＜ E ≦ 0.20	約 4.8×10^{19}	約 1.3×10^{18}
0.30	0.20 ＜ E ≦ 0.30	約 4.9×10^{20}	約 1.1×10^{18}
0.40	0.30 ＜ E ≦ 0.40	約 1.5×10^{20}	約 2.0×10^{18}
0.45	0.40 ＜ E ≦ 0.45	約 7.7×10^{18}	約 4.6×10^{16}
0.51	0.45 ＜ E ≦ 0.51	約 7.8×10^{18}	約 1.2×10^{16}
0.512	0.51 ＜ E ≦ 0.512	約 7.0×10^{17}	約 5.4×10^{15}
0.60	0.512 ＜ E ≦ 0.60	約 6.2×10^{19}	約 3.1×10^{17}
0.70	0.60 ＜ E ≦ 0.70	約 1.8×10^{20}	約 2.4×10^{17}
0.80	0.70 ＜ E ≦ 0.80	約 1.1×10^{20}	約 2.5×10^{17}
1.0	0.8 ＜ E ≦ 1.0	約 4.5×10^{19}	約 9.5×10^{16}
1.33	1.0 ＜ E ≦ 1.33	約 2.2×10^{19}	約 9.3×10^{16}
1.34	1.33 ＜ E ≦ 1.34	約 4.8×10^{16}	約 4.8×10^{14}
1.5	1.34 ＜ E ≦ 1.5	約 1.5×10^{19}	約 1.8×10^{16}
1.66	1.5 ＜ E ≦ 1.66	約 5.5×10^{18}	約 3.0×10^{16}
2.0	1.66 ＜ E ≦ 2.0	約 4.5×10^{18}	約 2.8×10^{16}
2.5	2.0 ＜ E ≦ 2.5	約 2.6×10^{19}	約 1.2×10^{17}
3.0	2.5 ＜ E ≦ 3.0	約 1.1×10^{18}	約 8.9×10^{15}
3.5	3.0 ＜ E ≦ 3.5	約 2.9×10^{15}	約 3.7×10^{14}
4.0	3.5 ＜ E ≦ 4.0	0	約 8.2×10^{13}
4.5	4.0 ＜ E ≦ 4.5	0	約 3.1×10^{12}
5.0	4.5 ＜ E ≦ 5.0	0	0
5.5	5.0 ＜ E ≦ 5.5	0	0
6.0	5.5 ＜ E ≦ 6.0	0	0
6.5	6.0 ＜ E ≦ 6.5	0	0
7.0	6.5 ＜ E ≦ 7.0	0	0
7.5	7.0 ＜ E ≦ 7.5	0	0
8.0	7.5 ＜ E ≦ 8.0	0	0
10.0	8.0 ＜ E ≦ 10.0	0	0
12.0	10.0 ＜ E ≦ 12.0	0	0
14.0	12.0 ＜ E ≦ 14.0	0	0
20.0	14.0 ＜ E ≦ 20.0	0	0
30.0	20.0 ＜ E ≦ 30.0	0	0
50.0	30.0 ＜ E ≦ 50.0	0	0

第 1-10 表　中央制御室換気設備条件(1/2)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
事故時における外気取り込み	外気間欠取込循環運転（循環運転と外気取入を交互に行う。） 閉回路循環運転 ：27 時間 外気取入循環運転 ：3 時間	閉回路循環運転時に保守的にインリークがないと想定した場合の室内の二酸化炭素濃度を考慮し設定	7.3.2 (1) 建屋の表面空気中から，次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること
中央制御室換気設備処理空間容積	$2.8\times10^{3}m^{3}$	設計値	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	$2.8\times10^{3}m^{3}$	同上	7.3.4 (3) ガンマ線による被ばく計算では，中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて，階層間の天井等による遮へいがあるので，中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室換気設備フィルタ流量	通常時：$0m^{3}$／h 事故時：$5,100m^{3}$／h	同上	7.3.2 (7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。

第 1-10 表　中央制御室換気設備条件(2/2)

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（除去効率 97%）に余裕を考慮した値(設計上は 97%以上)	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
事故時運転モードへの切替時間	15 分	手動での隔離に要する時間と運転員が事故を検知し操作を開始するまでの値	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には，その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また，隔離のために手動操作が必要な場合には，隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
空気流入率	1 回／h	空気流入率測定試験結果（0.47 回／h）を基に余裕を見込んだ値として設定(補足説明資料 1-3 参照)	7.3(1) なお，中央制御室の空気流入率については,「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第 1-11 表　運転員交替考慮条件

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	196 時間	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し，30 日間で滞在時間が最大となる運転直を想定し設定	7.1.1(1) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域回数	32 回 （15 分／回）	運転員の勤務体系として 5 直 2 交替を考慮し，30 日間で滞在時間が最大となる運転班を想定し設定	7.4.1(1) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 7.5.1(5)a) 管理建屋の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15 分間滞在するとする。

第 1-12 表　線量換算係数及び呼吸率の条件

項　目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して,成人実効線量換算係数を使用 I-131：2.0×10^{-8} Sv／Bq I-132：3.1×10^{-10} Sv／Bq I-133：4.0×10^{-9} Sv／Bq I-134：1.5×10^{-10} Sv／Bq I-135：9.2×10^{-10} Sv／Bq	ICRP Publication 71 に基づく	線量換算係数について，記載なし。
呼吸率	$1.2m^3$／h	成人活動時の呼吸率を設定（ICRP Publication 71 に基づく）	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 $H_1=\int_0^T RH_\infty C_1(t)dt$ R：呼吸率（成人活動時） H_∞：よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数(Sv／Bq) Cl(t)：時刻 t における中央制御室内の放射能濃度(I-131 等価量)（Bq／m^3） T：計算期間(30 日間)

2　居住性評価に用いた気象資料の代表性について

1．はじめに

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

2．設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

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

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

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り，添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際，添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について,申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ，代表性が確認できなかった。このため，平常時線量評価用の風洞実験結果が整備されている 2005 年度の気象データについて，申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で，安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い，添付書類九（通常運転時の線量評価），添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適

用し，評価を見直すこととした。

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

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

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

3．2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

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

以上のことから，2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し，以下の(1)(2)について確認する。

(1)　想定事故時の線量計算に用いる相対濃度

(2)　異常年検定

4．想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

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

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

(2) 異常年検定

a．検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 2-1 表のとおりである。

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

第 2-1 表　検定に用いた観測記録

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

※1 2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

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

b．検定方法

不良標本の棄却検定に関するＦ分布検定の手順により異常年検定を行った。

c．検定結果（①～⑯　棄却検定表参照）

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

第 2-2 表　検定結果

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

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

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

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

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

5．異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

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

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

ここで，最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため，棄却された各風向の相対濃度について，2005 年度と 2015 年度を第 2-3 表のとおり比較した。

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

第 2-3 表　棄却された各風向の相対濃度の比較結果

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

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

6．結　論

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

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）での計算結果について比較を行った結果，気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30%以内）の範囲に収まり，2005 年度の気象データに特異性はない。

(2) 2005 年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001 年 4 月～

2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果，棄却数は少なく，有意な増加はない。また，気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても，2005 年度の気象データは棄却数は少なく，異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については，最新気象データと比べて保守的，あるいは，ほぼ同等となっており，線量評価結果への影響を与えない。

以上より，2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

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

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

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

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

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

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

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

③　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

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

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

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

④　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

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

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

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

⑤　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

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

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

⑥　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

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

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

⑦　棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

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

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

⑧　棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

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

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

⑨　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

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

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

⑩　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

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

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

⑪　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

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

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

⑫　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

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

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

⑬　棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

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

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

⑭　棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

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

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

⑮　棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

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

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

⑯　棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

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

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

（参考）

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1．気象現象の年変動

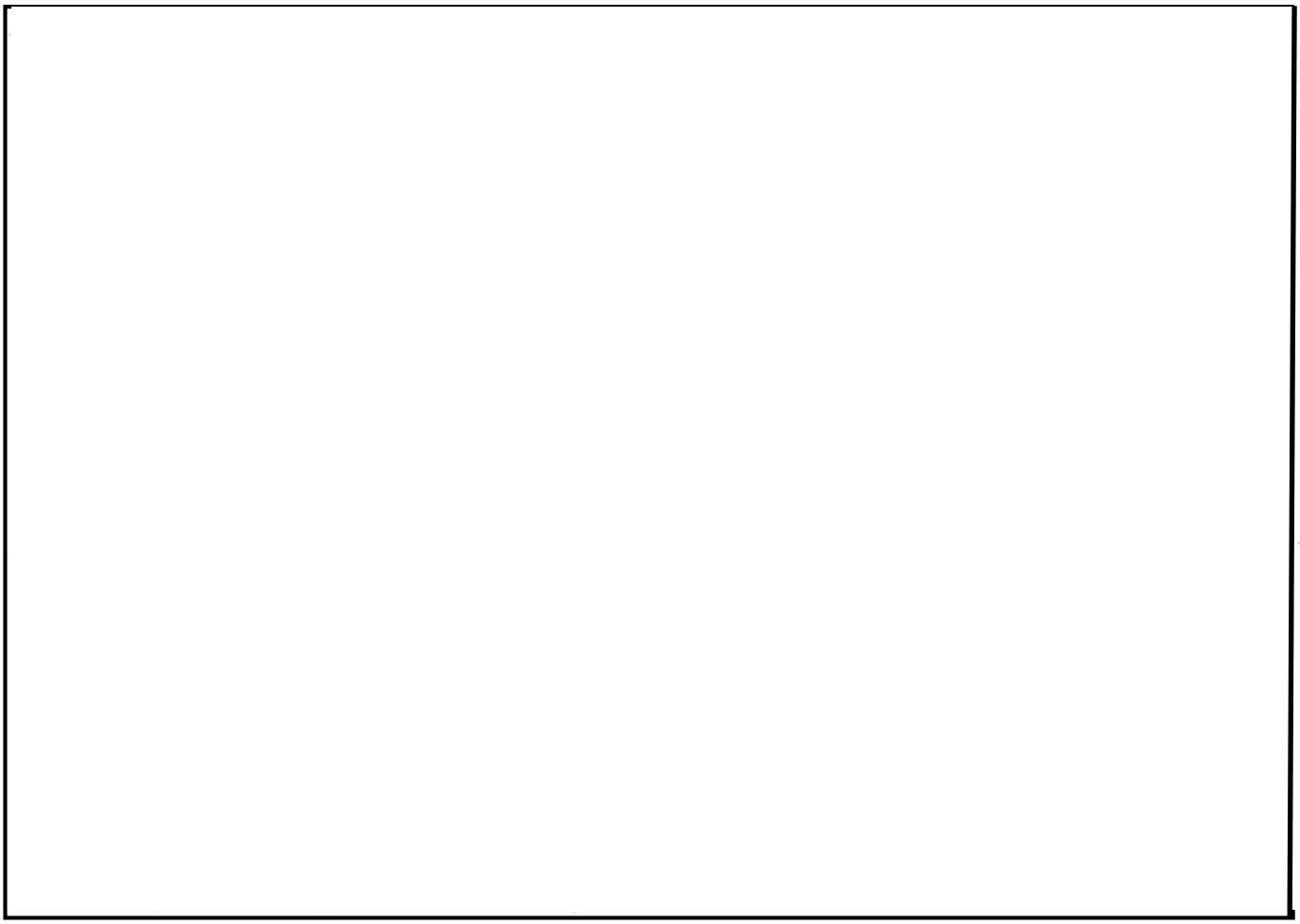
気象現象は，ほぼ1年周期でくり返されているが，年による変動も存在する。このため，想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると，相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は，30%以内であった。

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

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

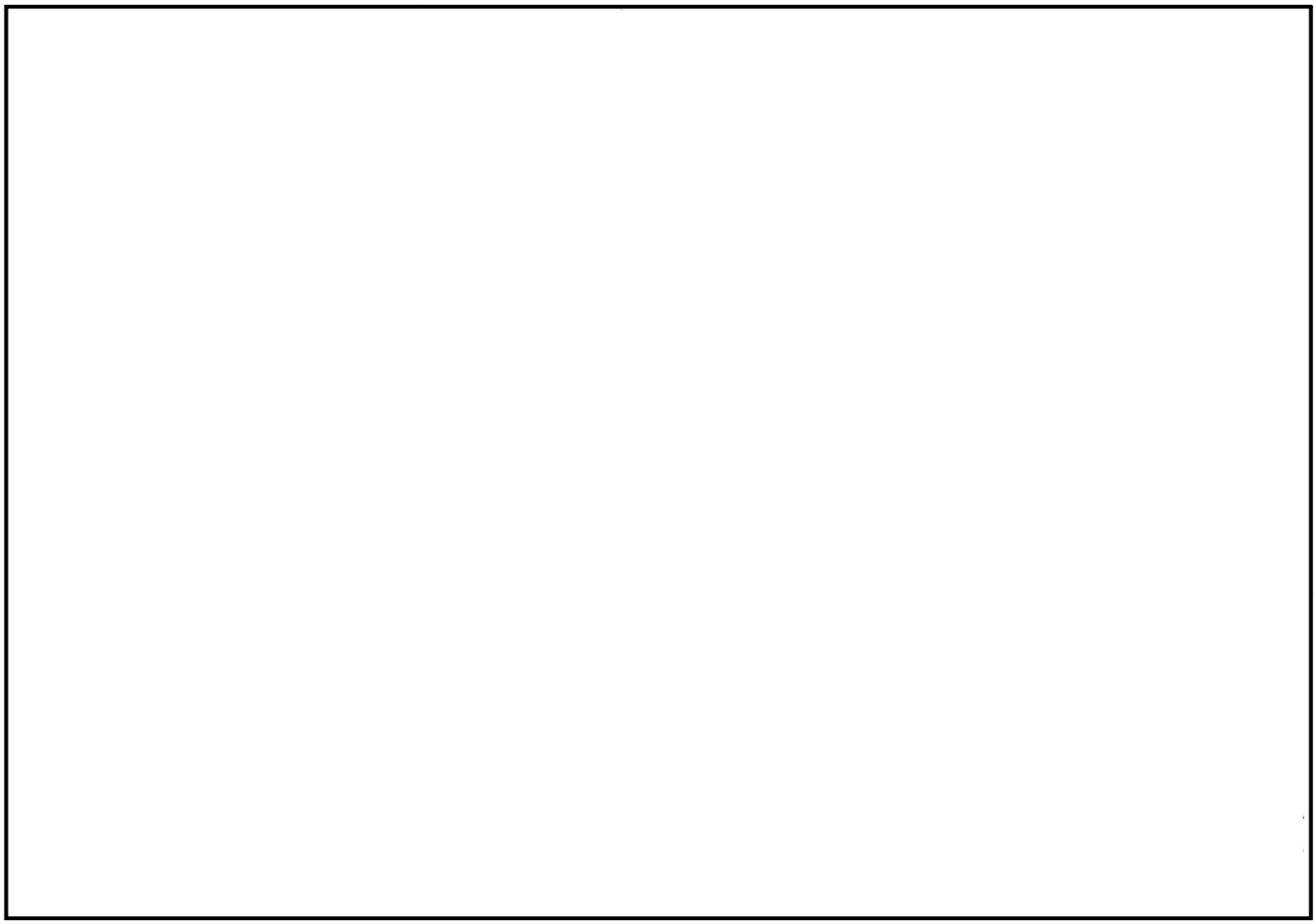
3　線量評価に用いる大気拡散の評価について

線量評価に用いる大気拡散の評価は，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順番に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値としている。また，建屋放出時の着目方位は，第 3-1 図から第 3-2 図に示す通り，建屋による広がりの影響を考慮し，複数方位を対象としている。



第 3-1 図　主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：中央制御室中心）



第 3-2 図　主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル、評価点：建屋入口）

4　空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27 原院第1 号平成 21 年8 月12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で0.47回／h（±0.012（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細は次ページ以降に示す。

第4-1表　東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

<table>
<tr><td>項 目</td><td colspan="4">内 容</td></tr>
<tr><td>試験日程</td><td colspan="4">平成27年2月24日～平成27年2月26日
（試験時のプラント状態：停止中）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">空気流入率測定
試験における
均一化の程度</td><td>系 統</td><td colspan="3">トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ
：（測定値－平均値）／平均値（%）</td></tr>
<tr><td>A系</td><td colspan="3">－7.6～7.0%</td></tr>
<tr><td>B系</td><td colspan="3">－5.7～8.1%</td></tr>
<tr><td>試験手法</td><td colspan="4">内規に定める空気流入率測定試験手法のうち
「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて
実施</td></tr>
<tr><td rowspan="6">適用条件</td><td colspan="2">内 容</td><td>適用</td><td>備考</td></tr>
<tr><td colspan="2">トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。</td><td>○</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">決定係数R^2が0.90以上であること。</td><td>－</td><td>均一化の目安を満足している</td></tr>
<tr><td colspan="2">①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。</td><td>－</td><td>均一化の目安を満足している</td></tr>
<tr><td colspan="2">②特異点の除外が，１時点の全測定データ個数の10%以内であること。</td><td>－</td><td>特異点の除外はない</td></tr>
<tr><td colspan="2">③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。</td><td>－</td><td>特定の区画を排除せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">試験結果</td><td>系統</td><td>空気流入率
(±以下は95%信頼限界値)</td><td colspan="2">決定係数R^2</td></tr>
<tr><td>A系</td><td>0.47 回/h（±0.012）</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>B系</td><td>0.44 回/h（±0.012）</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>特記事項</td><td colspan="4"></td></tr>
</table>

5　中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について

運転員の交代を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するに当たり，平常時の直交替である 5 直 2 交代を考慮した。直交替サイクルを第 5-1 表に，評価期間 30 日間の直交替スケジュールを第 5-2 表に示す。

第 5-1 表　運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45（13 時間 45 分）
2 直	21:30～8:15（10 時間 45 分）

第 5-2 表　直交替スケジュール

日	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1直　8:00～21:45	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	D
2直 21:30～8:15	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A
指定休	A	B	B	C	C	D	D	A	A	B	B	C	C	D	E	A	A	B	B	C	C	E	E	A	A	B	B	C	D	E
指定休	／	D	／	A	／	B	／	C	／	D	／	A	／	B	／	C	／	E	／	A	／	B	／	C	／	E	／	A	／	B
研修直 8:30～17:00	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	E	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	D	C	C

30 日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると,A 班の

中央制御室滞在時間：196 時間(1 直 8 回＋2 直 8 回)

入退域滞在時間　　：8 時間(入退域 32 回，1 回当たり 15 分)

が最大となる。

6　コンクリート密度の根拠について

1.　はじめに

日本建築学会　建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下，JASS 5N)」に基づき，コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

2.　乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式(解 3.6)を用いて,以下の手順で推定した。

①　骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め，調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換

②　JASS 5N の予測式（解 3.6）により，含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量 ρ_p を算出

③　コンクリートのばらつきを考慮して，ρ_p から $3\sigma_d$ を差し引く。(解説図 3.10)

標準偏差 σ_d は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から 0.024t/m^3（最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \qquad \text{（解 3.6 より）}$$

ρ_p　：乾燥単位容積質量（kg／m^3）

G_0　：調合計画における粗骨材量（絶乾）（kg／m^3）※別紙参照

S_0　：調合計画における細骨材量（絶乾）（kg／m^3）※別紙参照

C_0　：調合計画におけるセメント量（kg／m^3）※別紙参照

w　　：コンクリート中の含水量（kg／m^3）※安全側に 0 とする。

3.　推定乾燥単位容積質量について（別紙参照）

推定乾燥単位容積質量の最小値は 2.016g／cm^3となり，遮蔽計算に使用するコンクリート密度はこれを包絡する 2.00 g／cm^3とする。

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

No.	打設場所	重量調合[kg/m3] 水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材	砂(絶乾)	砂利(絶乾)	σd=（ＪＡＳＳ５Ｎより） ρp	ρp-3σd
1	一次遮蔽壁								2.209	2.137
2									2.218	2.146
3									2.217	2.145
4									2.201	2.129
5									2.207	2.135
6									2.229	2.157
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋								2.155	2.083
8									2.164	2.092
9									2.156	2.084
10									2.165	2.093
11									2.162	2.090
12									2.173	2.101
13									2.165	2.093
14									2.177	2.105
15									2.155	2.083
16									2.162	2.090
17									2.159	2.087
18									2.203	2.131
19									2.197	2.125
20									2.192	2.120
21									2.202	2.130
22									2.183	2.111
23									2.155	2.083
24									2.164	2.092
25									2.164	2.092
26									2.175	2.103
27									2.149	2.077
28									2.156	2.084
29									2.162	2.090
30									2.165	2.093
31									2.154	2.082
32									2.143	2.071
33									2.168	2.096
34									2.168	2.096
35									2.172	2.100
36									2.154	2.082
37									2.168	2.096
38									2.133	2.061
39									2.137	2.065
40									2.152	2.080
41									2.118	2.046
42									2.137	2.065
43									2.117	2.045
44									2.132	2.060
45									2.157	2.085
46									2.117	2.045
47									2.148	2.076
48									2.126	2.054
49									2.155	2.083
50									2.112	2.040
51									2.088	2.016
52									2.189	2.117
53									2.175	2.103
54									2.181	2.109
55									2.157	2.085
56									2.161	2.089
57									2.163	2.091
58									2.137	2.065
59									2.155	2.083
60									2.141	2.069
61									2.166	2.094
62									2.205	2.133
63									2.170	2.098
64									2.251	2.179
65									2.172	2.100
66									2.169	2.097
67									2.189	2.117
68									2.178	2.106
69									2.195	2.123
70									2.182	2.110
71									2.164	2.092
72									2.174	2.102
73									2.176	2.104
74									2.183	2.111

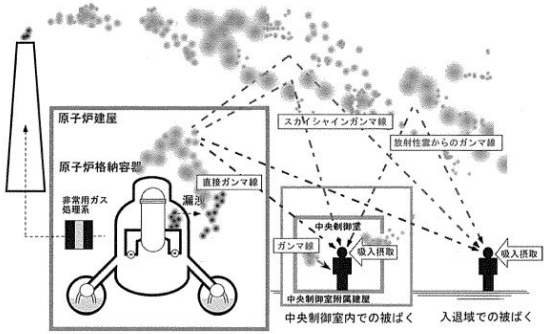
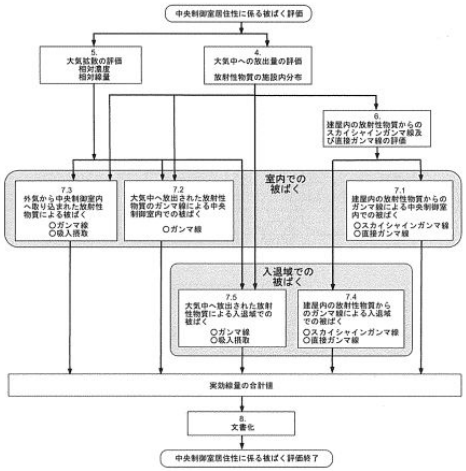
ρp＝G0＋S0＋1.2C0

最小値	2.016

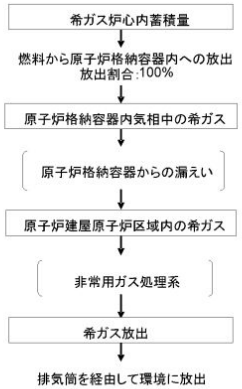
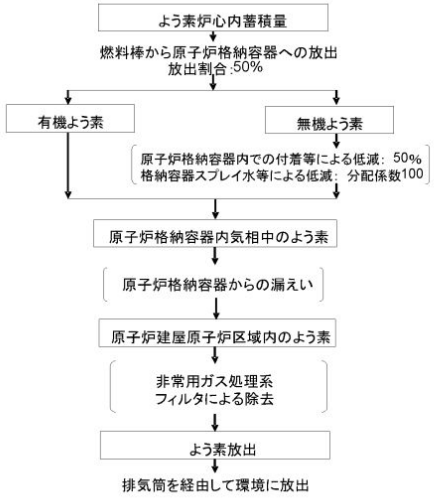
7　内規との適合性について

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む） 3.1 想定事故 (1) 想定事故の種類 原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。 a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。 b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。 c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。	3.1 (1)→内規のとおり。 3.1(1)a)東海第二発電所は BWR 型原子炉施設であり、原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失、原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。
3.2 評価項目 (1) 被ばく経路 中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。 a) 中央制御室内での被ばく評価 1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。 - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接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による被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。 3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく b) 入退域時の被ばく評価 4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。 - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	3.2→内規のとおり。 3.2(1)a)1)建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。 3.2(1)a)2)大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室で外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。 3.2(1)a)3)事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。 3.2(1)b)4)建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。

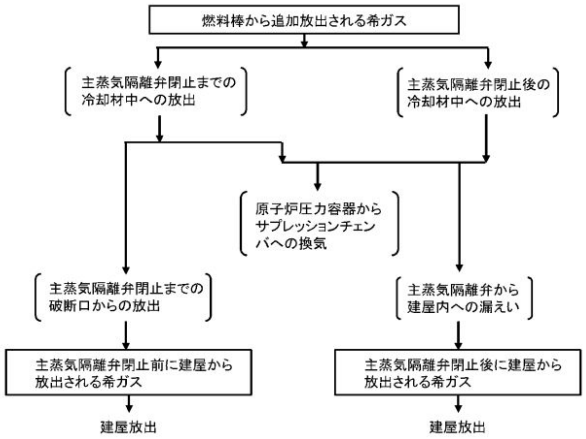
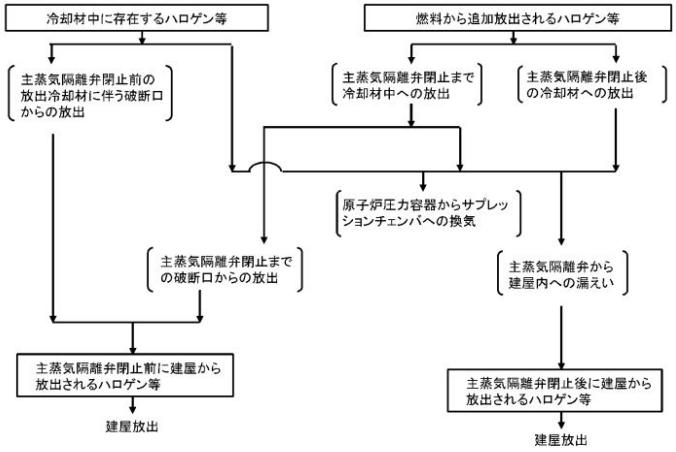
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	3.2(1)b)5)大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。
(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。 a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して，大気中への放射性物質放出量を計算する。また，放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）	3.2(2)a)想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。
b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて，大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5. 大気拡散の評価」）	3.2(2)b)原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。
c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）	3.2(2)c)放射性物質の施設内の存在量分布から施設内の線源強度を評価している。
d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて，建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線，直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）	3.2(2)d)1)前項 c)の結果を用いて、施設内の放射性物質からのガンマ線(スカイシャイン線、直接ガンマ線)による被ばくを評価している。
2) 前項a)及びb)の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）	3.2(2)d)2)前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。
3) 前項a)及びb)の結果を用いて，中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）	3.2(2)d)3) 前項 a)及び b)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を評価している。
e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて，建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線，直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）	3.2(2)e)1)前項 c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線(スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線)による被ばくを評価している。
2) 前項a)及びb)の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）	3.2(2)e)2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく(ガンマ線及び吸入摂取)を評価している。
f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。	3.2(2)f)評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。
g) 評価の手順のa)からc)までのうち，b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は，並列に進めてもよい。	3.2(2)g)評価手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及び e)は並列に進めている。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
3.3 判断基準 「3.1想定事故」に対して，「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が，次の判断基準を満足すること。 － 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が，100mSvを超えない(参1) 【解説3.2】。	3.3→内規のとおり。 「1 人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合計値が、100mSv を超えない」ことを満足していることを確認している。
 (a) BWR型原子炉施設 図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路	→図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。
 図 3.2 評価の手順	→図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
4. 大気中への放出量の評価 4.1 BWR型原子炉施設 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は，一方の事故で包絡できる場合は，いずれかで代表してもよい。 4.1.1 原子炉冷却材喪失 (1) 原子炉は，定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。 (2) 大気中への放出量の計算 a) 希ガスは図4.1，よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。 b) 事象発生後，原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス100%，よう素50%の割合とする。 c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は10%とし，残りの90%は無機よう素とする。 d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視する。 e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視する。 f) 希ガス及びよう素は，原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは，原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。 g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は，起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は，設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し，自然崩壊のみを考える。 h) ECCSが再循環モードで運転され，原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には，原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には，事象発生直後，よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし，ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%，原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。 i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後，排気筒を経由して環境に放出されるとする。	4.1→内規のとおり 4.1.1→内規のとおり 4.1.1(1)定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。 4.1.1(2)a)希ガスは図4.1，よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。 4.1.1(2)b)事象発生後，原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉心内蓄積量に対して希ガス100%，よう素50%の割合として評価している。 4.1.1(2)c)原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，有機よう素は10%とし，残りの90%は無機よう素として評価している。 4.1.1(2)d)原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち，無機よう素は，50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し，原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視して評価している。 4.1.1(2)e)サプレッション・プール水に無機よう素が溶解する割合は，分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視して評価している。 4.1.1(2)f)希ガス及びよう素は，原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは，原子炉格納容器の設計漏えい率一定として評価している。 4.1.1(2)g)原子炉建屋処理系は，起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。原子炉建屋ガス処理系の容量は，設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し，自然崩壊のみを考慮し評価している。 4.1.1(2)h)非常用炉心冷却系によりサプレッション・プール水が原子炉格納容器外に導かれるが，原子炉格納容器外における漏えいは，原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから，評価を省略している。 4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で処理された後，主排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）  図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR 型原子炉施設）	→図4. 1の放出経路で希ガスを評価している。 →非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系による処理として評価している

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
4.1.2 主蒸気管破断 (1) 原子炉は，定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。 (2) 原子炉の出力運転中に，主蒸気管1本が，原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は，設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては，流量制限器の機能を考慮することができる。ただし，主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは，弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に，外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象故発生後，原子炉圧力は，長時間，逃がし安全弁の設定圧に保たれる。 (7) 大気中への放出量の計算 a) 希ガスは図4.3，ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。 b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は，運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし，その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は，液相の濃度の1/50とする。 c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を，I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし，その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。 d) 主蒸気隔離弁開止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は，主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし，追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。 e) 主蒸気隔離弁開止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は，主蒸気隔離弁閉止直後に，これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。 f) 燃料棒から放出されたよう素のうち，有機よう素は10%とし，残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は，2%とする。希ガスは，すべて瞬時に気相部に移行する。 g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は，大気中に地上放散する。 h) 主蒸気隔離弁は，1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは，蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし，この漏えい率は一定とする。 i) 主蒸気隔離弁閉止後は，残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して，崩壊熱相当の蒸気が，サプレッションプールに移行する。	4.1.2→内規のとおり 4.1.2(1)定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。 4.1.2(2)原子炉の出力運転中に，主蒸気管1本が，原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。 4.1.2(3)主蒸気隔離弁は，設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。 4.1.2(4)原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては，流量制限器の機能を考慮し，評価している。ただし，主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは，弁による流量制限の効果は考慮していない。 4.1.2(5)事象発生と同時に，外部電源は喪失すると仮定し，評価している。 4.1.2(6)事象発生後，原子炉圧力は，24時間で大気圧まで直線的に減少するとして評価している。 4.1.2(7)a)希ガスは図4.3，ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。 4.1.2(7)b)事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は，運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし，その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は，液相の濃度の1/50とし，評価している。 4.1.2(7)c)原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を，I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし，その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している、 4.1.2(7)d)主蒸気隔離弁開止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は，主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし，追加放出され放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。 4.1.2(7)e)主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は，主蒸気隔離弁閉止直後に，これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。 4.1.2⑦f)燃料棒から放出されたよう素のうち，有機よう素は10%とし，残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし，残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は，2%として評価している。希ガスは，すべて瞬時に気相部に移行

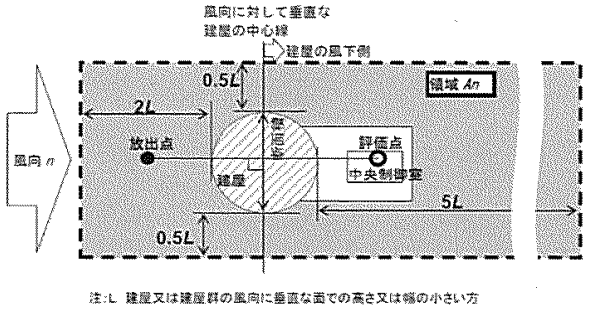
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路(BWR 型原子炉施設)	するとして評価している。 4.1.2(7)g)主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は，完全蒸発し，同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は，大気中に地上放散するとして評価している。 4.1.2(7)h)主蒸気隔離弁は，1個が閉止しないとし，閉止した隔離弁からは，蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし，この漏えい率は一定として評価している。 4.1.2(7)i)主蒸気隔離弁閉止後は，逃がし安全弁等を通して，崩壊熱相当の蒸気が，サプレツション・プールに移行するものとして評価している。 図4.3の放出経路で希ガスを評価している。
 図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路(BWR 型原子炉施設)	図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

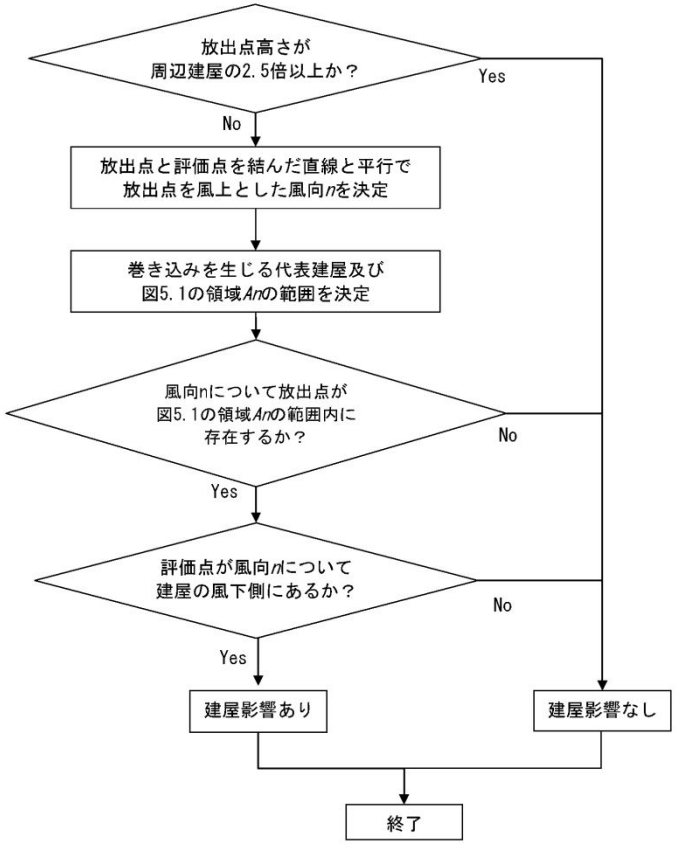
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
5. 大気拡散の評価 5.1 放射性物質の大気拡散 5.1.1 大気拡散の計算式 大気拡散モデルについては，国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。 (1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】 a) ガウスプルームモデルの適用 1) ガウスプルームモデル 放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ，風向，風速，大気安定度に応じて，空間濃度分布が水平方向，鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル(参3)を適用して計算する。 $$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U}\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right)\times\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right] \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (5.1)$$ $\chi(x,y,z)$ ：評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m^3) Q ：放射性物質の放出率 (Bq/s) U ：放出源を代表する風速 (m/s) λ ：放射性物質の崩壊定数 $(1/s)$ z ：評価点の高さ (m) H ：放射性物質の放出源の高さ (m) σ_y ：濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z ：濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) 拡散式の座標は，放出源直下の地表を原点に，風下方向をx軸，その直角方向をy軸，鉛直方向をz軸とする直角座標である。 2) 保守性を確保するために，通常，放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち，(5.1)式で，核崩壊による減衰項を次のとおりとする。 $$\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)=1 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (5.2)$$ b) σ_y及びσ_zは，中央制御室が設置されている建屋が，放出源から比較的近距離にあることを考えて，5.1.3 項に示す方法で計算する。	5.1.1→内規のとおり 中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。 5.1.1(1)原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。

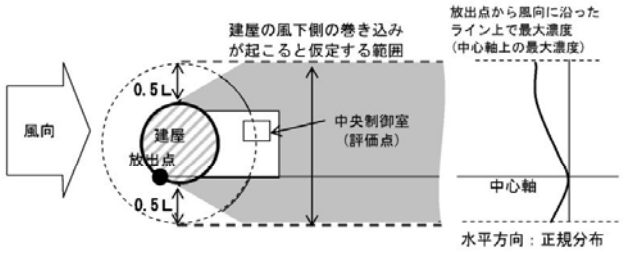
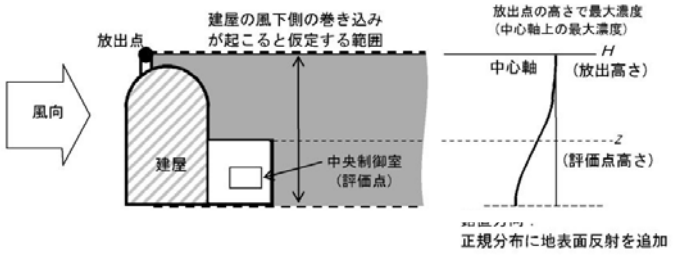
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
c) 気象データ 風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。 (2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】 a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{yo}，σ_{zo}を加算した総合的な拡散パラメータ$\sum_y$，$\sum_z$を適用する。 1) 建屋影響を受ける場合は，次の(5.3)式を基本拡散式とする。 $$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sum_y\cdot\sum_z U}\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right)\times\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right]\quad\cdots\cdots\cdots\quad(5.3)$$ $$\sum_y^2=\sigma_{y0}^2+\sigma_y^2\quad,\quad\sum_z^2=\sigma_{z0}^2+\sigma_z^2$$ $$\sigma_{y0}^2=\sigma_{z0}^2=\frac{cA}{\pi}$$ $\chi(x,y,z)$ ：評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m^3) Q ：放射性物質の放出率 (Bq/s) U ：放出源を代表する風速 (m/s) λ ：放射性物質の崩壊定数 $(1/s)$ z ：評価点の高さ (m) H ：放射性物質の放出源の高さ (m) $\sum_y$ ：建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) $\sum_z$ ：建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_y ：濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z ：濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_{yo} ：建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m) σ_{zo} ：建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m) A ：建屋などの風向方向の投影面積 (m^2) c ：形状係数 $(-)$	5.1.1(2)a)中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。 5.1.1(2)a)1)建屋の影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
2) 保守性を確保するために，通常，放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち，(5.3)式で，核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは，(5.2)式の場合と同じである。 $\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)=1$	5.1.1(2)a)2)放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。
b) 形状係数c の値は，特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2 を用いる。これは，Gifford により示された範囲（1/2＜c＜2）において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。	5.1.1(2)b)形状係数 c の値は、1/2 を用いている。
c) 中央制御室の評価においては，放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため，拡散パラメータの値はσ_{yo}，σ_{zo}が支配的となる。このため，(5.3)式の計算で，σ_y=0及びσ_z=0として，σ_{yo}，σ_{zo}の値を適用してもよい。	5.1.1(2)c) σ y=0 及び σ z=0 とした計算は行っていない。
d) 気象データ 建屋影響は，放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため，地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。	5.1.1(2)d)建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上 10m 高さで測定)で評価している。
e) 建屋影響を受ける場合の条件については，「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。	5.1.1(2)e)建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。
(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について a) (5.3)式を適用する場合，「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1),a)の放出源の条件に応じて，原子炉施設周辺の濃度を，次のb)又はc)の方法によって計算する。	5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又は c)の方法によって計算している。
b) 放出源の高さで濃度を計算する場合 1) 放出源と評価点で高度差がある場合には，評価点高さを放出源高さとして（$z=H,\ H>0$），(5.4) 式で濃度を求める【解説5.3】【解説5.4】。 $\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sum_y\cdot\sum_z U}\exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right)\cdot\left[1+\exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right]$ ・・・・・・ (5.4) $\chi(x,y,z)$:評価点(x,y,z)の放射性物質の濃度 (Bq/m^3) Q :放射性物質の放出率 (Bq/s) U :放出源を代表する風速 (m/s) H :放射性物質の放出源の高さ (m) $\sum_y$:建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) $\sum_z$:建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)	5.1.1(3)b)1)放出源と評価点の高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして(z=H, H>0)、(5.4)式で濃度を評価している。

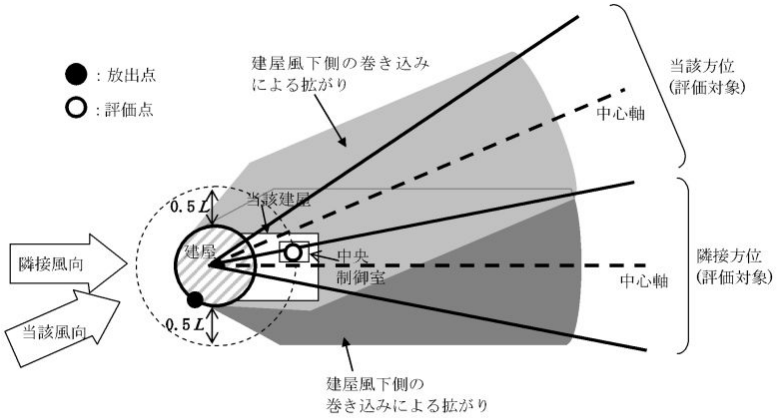
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には，地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため，右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば，無視してよい【解説 5.5】。 c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0$, $H=0$），地上面の濃度を適用して，(5.5)式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。 $$\chi(x,y,0)=\frac{Q}{\pi\sum_y\cdot\sum_z U}\exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (5.5)$$ $\chi(x,y,0)$ ：評価点$(x,y,0)$の放射性物質の濃度 (Bq/m^3) Q ：放射性物質の放出率 (Bq/s) U ：放出源を代表する風速 (m/s) $\sum_y$ ：建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) $\sum_z$ ：建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m)	5.1.1(3)b)2)放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認している。 5.1.1(3)c)放出源及び評価点が地上面にある場合(z=0,H=0)、地上面の濃度を適用して、(5.5)式で評価している。
5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように，事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては，建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 中央制御室の被ばく評価においては，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について，以下に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。 放出点から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離を用いる。 1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 An)の中にある場合 3) 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする(参4)。 ただし，放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。 建屋の影響の有無の判断手順を，図 5.2 に示す。	5.1.2→内規のとおり 5.1.2(1)a)原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻込みを生じる建屋との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。

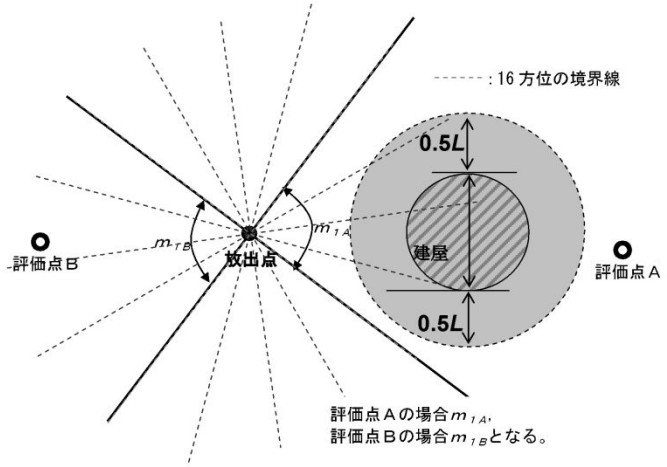
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係） b) 実験等によって，より具体的な最新知見が得られた場合，例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。	5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)に従って評価している。

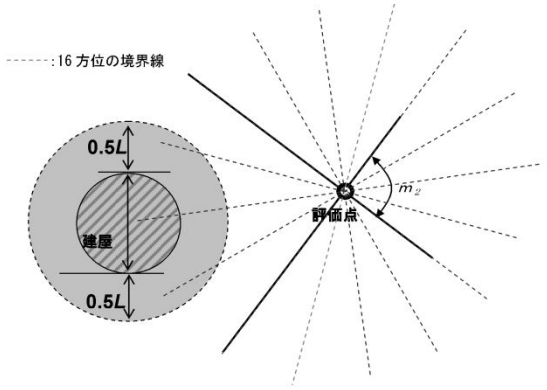
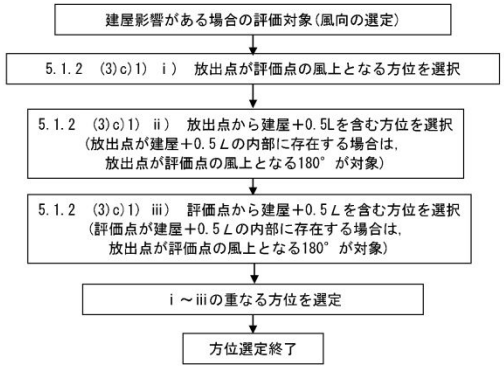
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図 5.2 建屋影響の有無の判断手順	

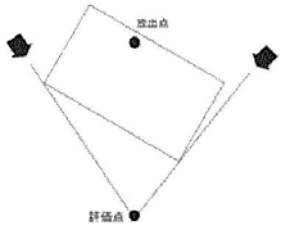
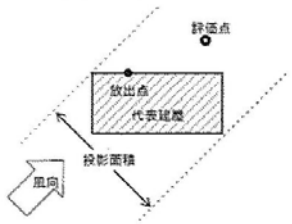
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方 a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で，建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合，プルームは，通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に，巻込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。 このような場合には，風下着目方位を 1 方位のみとせず，複数方位を着目方位と見込み，かつ，保守的な評価となるよう，すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。 b) この場合の拡散パラメータは，建屋等の投影面積の関数であり，かつ，その中での濃度分布は正規分布と仮定する。 建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様，建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが，建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって，ゆるやかな分布となる。(図 5.3)  (a) 水平方向  (b) 鉛直方向 図 5.3 建屋による巻込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方	5.1.2(2)a)着目方位を 1 方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、全ての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。 5.1.2(2)b)この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(3) 建屋による巻き込みの評価条件 a) 巻き込みを生じる代表建屋 1) 原子炉施設の近辺では，隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋，燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは，保守的な結果を与える【解説5.6】。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として，表5.1に示す建屋を選定することは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例 原子炉施設 / 想定事故 / 建屋の種類 BWR 型原子炉施設 / 原子炉冷却材喪失 / 原子炉建屋(建屋影響がある場合) BWR 型原子炉施設 / 主蒸気管破断 / 原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表) PWR 型原子炉施設 / 原子炉冷却材喪失 / 原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋 PWR 型原子炉施設 / 蒸気発生器伝熱管破損 / 原子炉格納容器(原子炉格納施設)，原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び原子炉建屋 b) 放射性物質濃度の評価点 1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定 中央制御室内には，中央制御室が属する建屋（以下，「当該建屋」）の表面から，事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して，また事故時に外気の取入れを遮断する場合には流入によって，放射性物質が侵入するとする。 2) 建屋の影響が生じる場合，中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり，代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため，中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて，次のi)又はii)によって，当該建屋の表面の濃度を計算する。 i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は，給気口が設置されている当該建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は，中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	5.1.2(3)a)巻き込みを生じる建屋として，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり，原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋，主蒸気管破断の堤合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。 5.1.2(3)b).1)事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うが，同時に外気取込を行うため，中央制御室内には，流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。5.1.2(3)b)2)事故時には外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うため，代表面を選定して濃度を評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
3）代表面における評価点 i） 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合，例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii） 中央制御室が属する当該建屋とは，原子炉建屋，原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。 iii）代表評価面は，当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また，中央制御室が屋上面から離れている場合は，当該建屋の側面を代表評価面として，それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iv） 屋上面を代表面とする場合，評価点として中央制御室の中心点を選定し，対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また σ_y=0及びσ_z=0として，σ_{y0}，σ_{z0}の値を適用してもよい。 c）着目方位 1）中央制御室の被ばく評価の計算では，代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図5.4 に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。  図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	5.1.2(3)b）3）中央制御室が属する原子炉建屋屋上面を代表とし中央制御室の中心点を評価点としている。 5.1.2(3)c）1）代表建屋の風下後流側での広縫囲に及び乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく，図5.4に示すように,代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
評価対象とする方位は，放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること，及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。 具体的には，全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し，すべての条件に該当する方位を評価対象とする。 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が，建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に，放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m1の選定には，図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}，m_{1B}のうち，放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。 放出点が建屋に接近し，0.5Lの拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にある場合は，風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。  注：Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 （水平断面での位置関係） iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には，図 5.6 に示す方法を用いることができる。 評価点が建屋に接近し，0.5Lの拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は，風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説 5.8】。	全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し，すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位m_2の選定方法(水平断面での位置関係) 図 5.5 及び図 5.6 は，断面が円筒形状の建屋を例として示しているが，断面形状が矩形の建屋についても，同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説 5.9】。 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を，図 5.7 に示す。  図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順	→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順に従って，建屋の巻き込み評価をしている。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
2) 具体的には，図5.8のとおり，当該建屋表面において定めた評価点から，原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して，気象評価上の方位とのずれによって，評価すべき方位の数が増加することが考えられるが，この場合，幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説5.10】。  図5.8 評価対象方位の設定	5.1.2(3)c)2)当該建屋表面において定めた評価点から，原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。
d) 建屋投影面積 1) 図5.9に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説5.11】。 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし，対象となる複数の方位の投影面積の中で，最小面積を，すべての方位の計算の入力として共通に適用することは，合理的であり保守的である。 3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は，方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また，方位によって，代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも，原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。  図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方	5.1.2 (3)d)1)風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式 の入力としている。 5.1..2(3)d)2)全ての方位に対して最小面積である，地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を，すべての方位の計算の入力として共通に適用している． 5.1.2(3)d)3)風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが，地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を用いため，地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件 a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータはσ_y及びσ_zのみとなり，放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して，以下のとおりとする。 1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。 2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。 ① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離 ② 放出点との高度差が最小となる建屋面 b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は，放出点から評価点を結ぶ風向を含む1 方位のみについて計算を行う。	5.1.2(4)建屋の影響を考慮して評価している。
5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y，σ_z (1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは，風下距離及び大気安定度に応じて，図5.10 又はそれに対応する相関式によって求める。 (2) 相関式から求める場合は，次のとおりとする[参3]。 $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・ (5.6) $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x)$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (5.7) x ：風下距離 (km) σ_y ：濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z ：濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) $\theta_{0.1}$ ：0.1kmにおける角度因子の値 (deg) a) 角度因子θは，θ(0.1km) / θ(100km) = 2とし，図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。θ(0.1km)の値を表 5.2 に示す。 b) (5.6)式のσ_1, a_1, a_2, a_3の値を，表 5.3 に示す。	5.1.3→内規のとおり 5.1.3(1)(2)風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは，風下距離及び大気安定度に応じて，示された相関式から求めている。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

表 5.2　$\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値(deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2)　拡散のパラメータσ_1, a_1, a_2, a_3の値

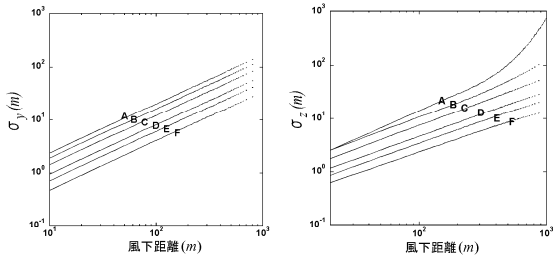
(a) 風下距離が0.2km未満
（a_2, a_3は 0 とする）

大気安定度	σ_1	a_1
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2)　拡散のパラメータσ_1, a_1, a_2, a_3の値

(b) 風下距離が0.2km以遠

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	−0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	−0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	−0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	−0.1227	0.0



(a) y 方向の拡がりのパラメータ(σ_y)　(b) z 方向の拡がりのパラメータ(σ_z)

図 5.10　濃度の拡がりのパラメータ

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
図 5.10 は，Pasquill−Meade の，いわゆる鉛直 1/10 濃度幅 h の図及び水平 1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので，中央制御室の計算に適用できる。 h 及び θ は，次のとおりである(参 3)。 $h = 2.15\sigma_z$ ・・・

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式 a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は，相対濃度は，次の 1)及び 2)のとおり，短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。 1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合，$(\chi/Q)_i$ の計算は，風向が一定と仮定して(5.11)式(参3)によって計算する。 $$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\}\right] \quad \cdots\cdots (5.11)$$ $(\chi/Q)_i$:時刻 i の相対濃度 (s/m^3) z :評価点の高さ (m) H :放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) U_i :時刻 i の風速 (m/s) σ_{yi} :時刻 i で，濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_{zi} :時刻 i で，濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) 2) 長時間放出の場合 実効放出時間が 8 時間を超える場合には，$(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては，放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式(参3)によって計算する。 $$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_i x} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\}\right] \quad \cdots\cdots (5.12)$$ $(\chi/Q)_i$:時刻 i の相対濃度 (s/m^3) H :放出源の高さ(排気筒有効高さ) (m) x :放出源から評価点までの距離 (m) U_i :時刻 i の風速 (m/s) σ_{zi} :時刻 i で，濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)	5.2.2(2)a)原子炉冷却材喪失，主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため 5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
b) 建屋の影響を受ける場合の計算式 5.1.2 項の考え方に基づき，中央制御室を含む建屋の後流側では，建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また，実効放出継続時間に応じて，次の 1)又は 2)によって，相対濃度を計算する。 1) 短時間放出の場合 建屋影響を受ける場合の濃度分布は，風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で，放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして，(5.13)式(参3)によって計算する。 $$(\chi/Q)_i=\frac{1}{2\pi\sum_{yi}\cdot\sum_{zi}\cdot U}\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\}\right] \quad \cdots\cdots (5.13)$$ $$\sum_{yi}=\sqrt{\sigma_{yi}^2+\frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi}=\sqrt{\sigma_{zi}^2+\frac{cA}{\pi}}$$ $(\chi/Q)_i$:時刻iの相対濃度 (s/m^3) H :放出源の高さ (m) z :評価点の高さ (m) U_i :時刻iの風速 (m/s) A :建屋等の風向方向の投影面積 (m^2) c :形状係数 $(-)$ $\sum_{yi}$:時刻iで，建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) $\sum_{zi}$:時刻iで，建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) σ_{yi} :時刻iで，濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_{zi} :時刻iで，濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) 2) 長時間放出の場合 i）長時間放出の場合には，建屋の影響のない場合と同様に，1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。	5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方に基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりを持つ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) ⅳ)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。 5.2.2(2)b)1)建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点から軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。 5.2.2(2)b)2)保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行う代わりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
ⅱ）ただし，建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には，建屋の影響がない場合の(5.12)式のような，放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると，短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説 5.14】。 ⅲ）ⅱ)の場合，1 方位内に分布する放射性物質の量を求め，1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。 ⅳ）ⅱ)の場合，平均化処理を行うかわりに，長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり，かつ計算も簡便となる。	
5.3 相対線量(D/Q)	5.3→内規のとおり
(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために，空気カーマを用いた相対線量を計算する。	5.3(1)大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。
(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は，$1Sv/Gy$ とする。	5.3(2)空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv／Gy として評価している。
(3) 評価点$(x,y,0)$における空気カーマ率は，(5.14)式(参5)によって計算する。 $D=K_f E\mu_a\int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty}\frac{e^{-\mu r'}}{4\pi r'^2}B(\mu r')\chi(x',y',z')dx'dy'dz'$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・ (5.14) $B(\mu r')=1+\alpha(\mu r')+\beta(\mu r')^2+\gamma(\mu r')^3$ D :評価点$(x,y,0)$における空気吸収線量率 $(\mu Gy/s)$ K_f :空気吸収線量率への換算係数 $\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot s}\right)$ E :ガンマ線の実効エネルギ (MeV/dis) μ_a :空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数 $(1/m)$ μ :空気に対するガンマ線の線減衰係数 $(1/m)$ r :(x',y',z')から$(x,y,0)$までの距離 (m) $B(\mu r')$:空気に対するガンマ線の再生係数 $\chi(x',y',z')$:(x',y',z')の濃度 (Bq/m^3) $\mu_a,\mu,\alpha,\beta,\gamma$ は，$0.5MeV$のガンマ線に対する値を用いる。	5.3(3)評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。
(4) 建屋影響を受ける場合は，$\chi(x',y',z')$の計算において，建屋影響の効果を取入れてもよい。（「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照）	5.3(4)建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。

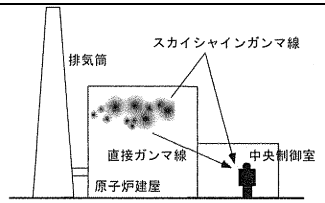
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し，$\chi(x', y', z')$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは，合理的かつ保守的である。 ただし，建屋影響を受ける場合は，この影響を見込んだ複数方位を，着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照） 6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線 (1) 次のa)，b)及びc)を，6.1から6.3までに示す方法によって計算する。 a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射能量線源の計算 b) スカイシャインガンマ線の計算 c) 直接ガンマ線の計算 (3) 地形及び施設の構造上の理由によって，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には，評価を省略することができる。 6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算 (1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設） a) 事故の想定は，「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。 b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は，原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。 d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。 e) スカイシャインガンマ線の線源は，原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。 f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし，核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいものは，計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。 g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は，希ガス100%，よう素50%とする。 h) 事故後30日間の積算線源強度は，二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギをエネルギ範囲によって区分して計算する。	5.3(5)建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。 6→内規のとおり 6(1)スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射能量線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。 6(3)スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。 6.1(1)→内規のとおり 6.1(1)a)事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」としている。 6.1(1)b)事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋(二次格納施設)に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 6.1(1)c)二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。 6.1(1)d)二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。 6.1(1)e)スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。 6.1(1)f)計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。 6.1(1)g)希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%としている。 6.1(1)h)事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギをエネルギ範囲によって区分して計算している。

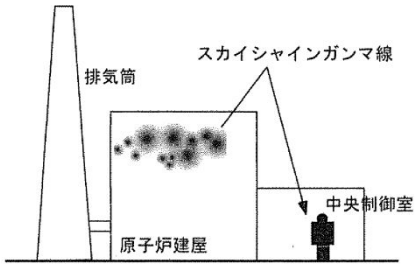
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設） a) 事故の想定は，「4.1.2主蒸気管破断」とする。 b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は，全量がタービン建屋から漏えいすることなく，タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。 c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。 d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし，核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいものは，計算の対象としない【解説6.2】。 e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は，タービン建屋からの漏えいを無視する以外は，大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。 f) 事故後30日間の積算線源強度は，タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギをエネルギ範囲別に区分して計算する。	6.1(2)→内規のとおり 6.1(2)a)事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。 6.1(2)b)事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。 6.1(2)c)タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。 6.1(2)d)計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期のきわめて短いもの及びエネルギの小さいものは、計算対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。 6.1(2)e)計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。 6.1(2)f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギをエネルギ範囲によって区分して計算している。
6.2 スカイシャインガンマ線の計算 (1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は，施設の位置，建屋の配置，形状及び地形条件から計算する。 (2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は，ガンマ線エネルギに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gy とする。 (4) スカイシャインガンマ線の計算方法 a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし，必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。ただし，(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には，特に使用する計算方法を制限するものではない。 b) 基本計算式を(6.1)式 [参6, 参7, 参8] とする。	6.2→内規のとおり 6.2(1)原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。 6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv／Gy として評価している。 6.2(4)a)スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせて、一回散乱計算法を用い評価している。 6.2(4)b)基本計算式を(6.1)式として評価している。

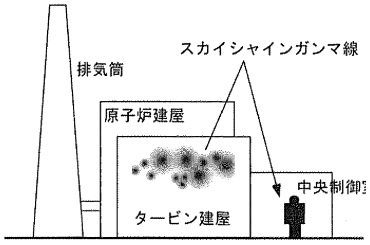
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_S = \int_0^T D_S dt$ $D_S = \sum_E \sum_{E'} \int_V \Phi(E,x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E,\theta) \frac{N}{r^2} B(E',b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV$ ・・・・・・・・・・・・ (6.1) H_s :実効線量 (Sv) T :計算期間 (s) D_S :ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s) $\Phi(E,x)$:散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2 s)$) μ_l' :散乱エネルギ E' に於ける物質 l の線減衰係数 ($1/m$) $K(E')$:散乱エネルギ E' の線量率換算係数 ($Gy/(\gamma/m^2)$) $B(E',b)$:散乱エネルギ E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数 (−) X_m :領域 m の透過距離 (m) r :散乱点から計算点までの距離 (m) V :散乱体積 (m^3) N :空気中の電子数密度 ($electrons/m^3$) $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E,\theta)$: Klein−Nishina の微分散乱断面積 ($m^2/steradian$) θ :散乱角 ($radian$) c) 散乱点におけるガンマ線束は，次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。 i) 遮へいの影響を，ビルドアップ係数を用いて求める場合 (※3) $\Phi(E,x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E,b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right)$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (6.2) $b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$ μ_i :線源エネルギ E の物質 i の線減衰係数 ($1/m$) $S(E)$:線源エネルギ E の線源強度 (γ/s) $B(E,b^0)$:線源エネルギ E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に対するビルドアップ係数 (−) X_j :領域 j の透過距離 (m) ρ :線源点から散乱点までの距離 (m) μ_k :線源エネルギ E の空気以外の物質 k の線減衰係数 ($1/m$) X_n :空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m)	6.2(4)c)散乱点におけるガンマ線束は、ⅱ)の方法によって評価している。

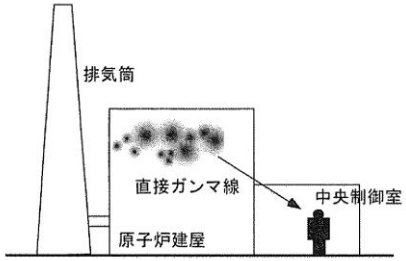
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
ii) 遮へいの影響を，輸送計算で求める場合 (参6, 参7) $\Phi(E,x)=\frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2}\exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right)$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (6.3) $S_p(E)=\Phi(\theta)A_c\cos\theta$ μ_i :線源エネルギEに於ける領域iの線減衰係数 $(1/m)$ x_i :領域iの透過距離 (m) ρ :線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$:線源エネルギEの線源強度 (γ/s) θ :鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 $(radian)$ $\Phi(\theta)$:輸送計算式によって求めたθ方向の角度束 $(\gamma/m^2 s\cdot weight)$ $weight=\frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω :ガンマ線の放出立体角 $(steradian)$ A_c :天井面積 (m^2) 6.3 直接ガンマ線の計算 (1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。 (2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，ガンマ線エネルギに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。 (3) 直接ガンマ線の計算方法 a) 直接ガンマ線の計算は，点減衰核積分法を用いる。ただし，(6.4)式の内容と同等で，技術的妥当性が認められる場合には，使用する計算方法を制限するものではない。 b) 基本計算式は(6.4)式 (参6, 参7, 参9) とする。	6.3→内規のとおり 6.3(1)原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。 6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv／Gy として評価している。 6.3(3)a)直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。 6.3(3)b)基本計算式は(6.4)式としている。

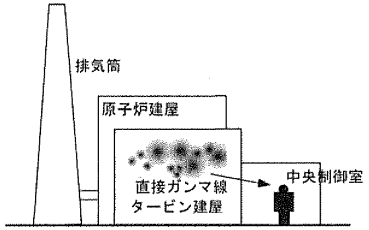
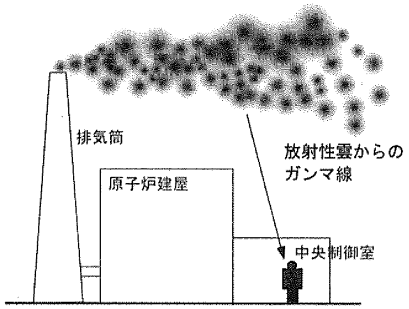
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E,x,y,z)e^{-b}B(E,b)}{4\pi R^2} dV \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (6.4)$$ $$b = \sum_i \mu_i l_i$$ H_d ：実効線量 (Sv) $K(E)$ ：線源エネルギ E に対する線量換算係数 $(Sv/(\gamma/m^2))$ $S(E,x,y,z)$ ：積算線源強度 (γ/m^3) $B(E,b)$ ：線源エネルギ E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数 $(-)$ μ_i ：線源エネルギ E に対する物質 i の線減衰係数 $(1/m)$ l_i ：物質 i の透過距離 (m) R ：微小体積 dV から計算点までの距離 (m) V ：線源体積 (m^3) 7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価 (1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを，3.2(1)に示した被ばく経路について，7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算する。 (2) 次の a)及び b)のとおり，想定事故に対し，すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。 a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように，建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については，建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。 b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えい停止までの放出など，事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては，入退域時の線量の評価は不要である。 (3) 運転員の勤務状態については，平常時の直交替を基に設定する。ただし，直交替の設定を平常時のものから変更する場合，事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (1) 次の a)及び b)の被ばく経路について，運転員の被ばくを，7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算する(図 7.1)。 a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく	7 →内規のとおり 7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを，3.2(1)に示した被ばく経路について，7.1 から 7.5 までに示す方法によって計算している。 7(2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については，入退域時の線量の評価には考慮していない。 7(3) 運転員の勤務形態については，平常時の直交替を基に設定している。 7.1 →内規のとおり 7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については，運転員の被ばくを，7.1.1 から 7.1.2 までに示す方法によって計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 (a) BWR 型原子炉施設 図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路 7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく (1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設) a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する(図7.2)。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。 d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務の場合 0.25＝(8h/直×3直×30日／4)／(24h×30日)	7.1.1 →内規のとおり 7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。 7.1.1(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。 7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 （BWR型原子炉施設） (3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設） a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.4）。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。 d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25≒(8h/直×3直×30日／4)／(24h×30日)	7.1.1(3) →内規のとおり 7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算し評価している。 7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。 7.1.1(3)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。 7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

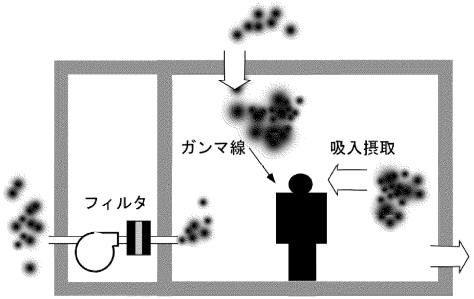
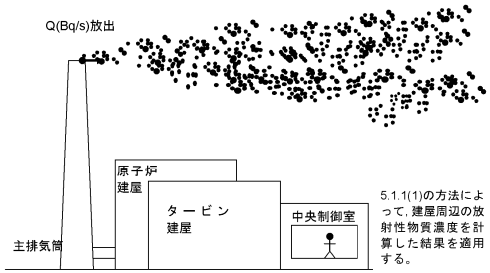
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計 （BWR型原子炉施設） 7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく (1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設） a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.5）。 b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。 d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1）例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日／4）／（24h×30日）	7.1.2 →内規のとおり 7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。 7.1.2(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。 7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

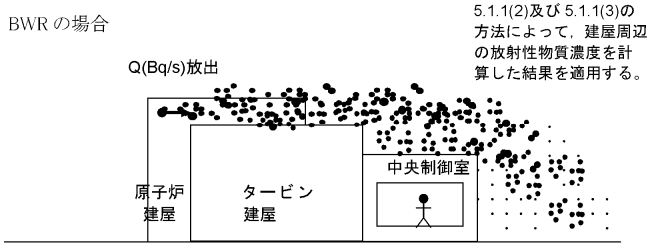
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算 （BWR型原子炉施設） (3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設） a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.7）。 b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでもよい。 d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1）例：4直3交替勤務の場合　0.25＝（8h/直×3直×30日／4）／（24h×30日）	7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。 7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。 7.1.2(3)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。 7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算 （BWR型原子炉施設） 7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを，次の(2)から(5)によって計算する(図 7.8)。  (a) BWR 型原子炉施設 図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による 中央制御室内での被ばく経路 (2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。	7.2 →内規のとおり 7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを，次の(2)から(5)によって計算している。 7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。

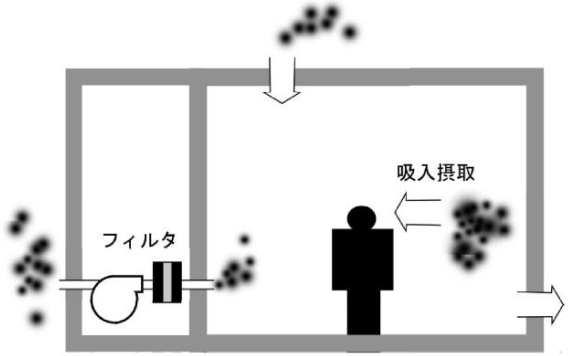
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(3) 相対線量D/Qの評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 (4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geqq 1.5$MeV以上）の遮へい効果を計算する。 (5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1）例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日／4）／（24h×30日）	7.2(3)相対線量Ｄ／Ｑの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。 7.2(4)中央制御室の天井・側壁によるガンマ線(Eγ≧1.5MeV 以上)の遮蔽効果を考慮して計算している。 7.2(5)ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。
a) 主蒸気管破断時には，半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 ＋（半球状雲による線量）	7.2(5)a)主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。
c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は，次の1)及び2)に示す方法によって計算する。 1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時 $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B\exp(-\mu' X')dt$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (7.1) H_γ :希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K :空気カーマから実効線量への換算係数 $(Sv/Gy, K=1)$ D/Q :相対線量 (Gy/Bq) $Q_\gamma(t)$:時刻tにおける核種の環境放出率（ガンマ線$0.5MeV$換算） (Bq/s) B :ビルドアップ係数 $(-)$ μ' :コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 $(1/m)$ X' :中央制御室コンクリート厚さ (m) T :計算対象期間(30日間) (s) （注）30日間連続滞在の場合の値である。 上式のうちコンクリートによる減衰効果$B\exp(-\mu' X')$は，テーラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。	7.2(5)c)大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
2) 主蒸気管破断時 i) 半球雲通過時の線量（参3） $H_\gamma = 6.2\times10^{-14}\frac{Q_\gamma}{V}E_\gamma\frac{R}{U}\left(1-\exp\left(-\mu\frac{R}{2}\right)\right)B\exp(-\mu' X')$ ……（7.2） H_γ ：希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_γ ：半球雲中の放射性物質量（γ線0.5MeV換算） (Bq) V ：半球雲体積 (m^3) E_γ ：ガンマ線の実効エネルギ (0.5MeV) (MeV/dis) μ ：空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数 $(1/m)$ R ：半球雲直径 (m) U ：半球雲の移動速度 (m/s) B ：ビルドアップ係数 $(-)$ μ' ：コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 $(1/m)$ X' ：中央制御室コンクリート厚さ (m) ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量 $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B\exp(-\mu' X')dt$ ……（7.3） H_γ ：希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K ：空気カーマから実効線量への換算係数 $(Sv/Gy, K=1)$ D/Q ：相対線量 (Gy/Bq) $Q_\gamma(t)$ ：時刻tにおける核種の環境放出率（γ線0.5MeV換算） (Bq/s) B ：ビルドアップ係数 $(-)$ μ' ：コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 $(1/m)$ X' ：中央制御室コンクリート厚さ (m) T ：計算対象期間（30日間） (s) （注）30日間連続滞在の場合の値である。 7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。 a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度 b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度 なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入測定試験手法」に従うこと。 (2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。（図7.9） a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	7.3→内規のとおり。 7.3(1)室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって評価している。 7.3(2)室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては、7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路 7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度 (1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し，放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価），中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。 a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は，5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。  図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散 b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は，5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。	7.3.1→内規のとおり。 7.3.1(1)大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。 7.3.1(1)a)建屋の影響を考慮して評価している。 7.3.1(1)b)建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
1) BWR の場合  図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散 7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度 (1) 建屋の表面空気中から，次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取入れること b) 中央制御室内に直接，流入すること (2) 中央制御室内の雰囲気中で，放射性物質は一様混合すると仮定する。 (3) 中央制御室換気系フィルタの効率は，設計値又は管理値を用いる。 (4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して，時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いる。 (5) 相対濃度χ/Qの評価点は，外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また，外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。） (6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には，その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また，隔離のために手動操作が必要な場合には，隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。 (7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は，次のとおり計算する。 a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき，空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。	7.3.2→内規のとおり。 7.3.2(1)建屋の表面空気中から、中央制御室の非常用換気空調及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。 7.3.2(2)中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。 7.3.2(3)中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。 7.3.2(4)中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻ｔにおける核種ｉの外気中濃度を用いて評価している。 7.3.2(5)相対濃度χ／Ｑの評価点は、外気の取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。 7.3.2(6)中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで 10 分以上の時間的余裕を見込んで計算している。 7.3.2(7)中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。 7.3.2(7)a)中央制御室内への取り込み空気放射性物質濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^{n} \frac{G_{ji}}{V_i} M_i^k(t) + \sum_{j=1}^{n} (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t)) + \sum_{l=1}^{N} (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_I S_I^k(t)$$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_I^k(t) = (\chi/Q)_I Q^k(t)$ ……（7.4） $M_i^k(t)$ ：時刻tにおける区画iの核種kの放射性物質の量 (Bq) V_i ：区画iの体積 (m^3) E_{ij}^k ：区画jからiの経路にあるフィルタの除去効率 $(-)$ G_{ij} ：区画jからiの体積流量 (m^3/s) λ^k ：核種kの崩壊定数 $(1/s)$ $S_l^k(t)$ ：時刻tにおける外気取入口lでの核種kの濃度 (Bq/m^3) α_l ：外気取入口lからの外気取入量 (m^3/s) $(\chi/Q)_l$ ：評価点lの相対濃度 (s/m^3) $Q^k(t)$ ：放射性物質の放出率 (Bq/s) α_I ：空気流入量 (m^3/s) 空気流入量＝空気流入率×中央制御室バウンダリ内体積（容積） $S_I^k(t)$ ：空気流入を計算する核種kの濃度 (Bq/m^3) $(\chi/Q)_I$ ：空気流入に対する評価点Iの相対濃度 (s/m^3) b) 中央制御室に相当する区画の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。	7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。 (2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 (3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には，その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。 (4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日／4）／（24h×30日） ここで，外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算する。 $H_I = \int_0^T RH_\infty C_I(t)dt$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (7.5) H_I :よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R :呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_∞ :よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_I(t)$:時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度(I-131等価量) (Bq/m^3) T :計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。  図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく	7.3.3→内規のとおり 7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。 7.3.3(2) 線量の計算に当たって，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間あお計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.3.3(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算する。 外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(5) 主蒸気管破断時は，前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。 内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取よる実効線量 ×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量） ここで，半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。 $H_I = \int_0^T RH_\infty C_{IP}(t)dt$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (7.6) H_I :よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R :呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_∞ :よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$:半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度(I-131等価量) (Bq/m^3) T :計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(6)までの方法によって計算する（図7.13）。 (2) 中央制御室は，容積が等価な半球状とする。そして，半球の中心に運転員がいるものとする。 (3) 中央制御室の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。 a) ただし，エンベロープの一部が，ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され，運転員がその区画内のみに立入る場合には，当該区画の容積を用いてもよい。 b) ガンマ線による被ばくの計算では，中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて，階層間の天井等による遮へいがあるので，中央制御室の容積から除外してもよい。 (4) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。 (5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日／4）／（24h×30日） a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は，(7.7)式[参5]によって計算する。	7.3.3(5)　主蒸気管破断時は，前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。 半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。 7.3.4→内規のとおり 7.3.4(1)　放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(6)までの方法によって計算している。 7.3.4(2)　中央制御室は，容積が等価な半球状とする。そして，半球の中心に運転員がいるものとして評価している。 7.3.4(3)　中央制御室の容積は，中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。 7.3.4(4)　線量の計算に当たっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。 7.3.4(5)　ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，a)で示されたとおり計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_\gamma = \int_0^T 6.2\times10^{-14} E_\gamma (1-e^{-\mu' R}) C_\gamma(t)\,dt \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (7.7)$$

H_γ	:希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)
E_γ	:ガンマ線の実効エネルギ（$0.5MeV$）	(MeV/dis)
μ	:空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数	$(1/m)$
R	:中央制御室半球換算時等価半径	(m)
$C_\gamma(t)$	:時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度（ガンマ線$0.5MeV$換算）	(Bq/m^3)
T	:計算期間（30日） （注）30 日間連続滞在の場合の値である。	(s)

b) また，(7.7)式以外に，(7.8)式[参5]によって計算することも妥当である。

$$H_\gamma = \int_0^T \frac{1}{2}\frac{K}{\mu'}\left[\frac{A}{1+\alpha_1}\left\{1-\exp(-(1+\alpha_1)\mu' R)\right\}+\frac{1-A}{1+\alpha_2}\left\{1-\exp(-(1+\alpha_2)\mu' R)\right\}\right]\frac{E_\gamma}{0.5}C_\gamma(t)\,dt$$
$$\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (7.8)$$

H_γ	:希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)
K	:線量率換算係数	$(Sv/(\gamma/m^2))$
A,α_1,α_2	:テーラー型ビルドアップ係数（空気中$0.5MeV$ガンマ線）	$(-)$
μ'	:空気に対するガンマ線の線減衰係数	$(1/m)$

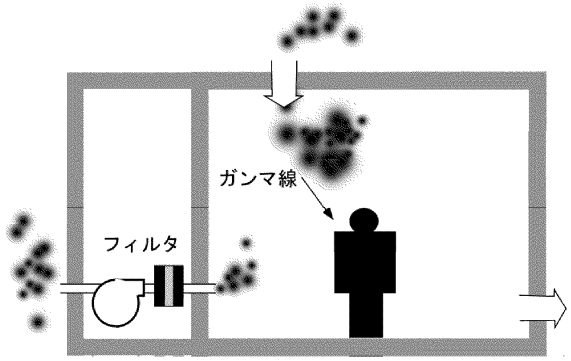
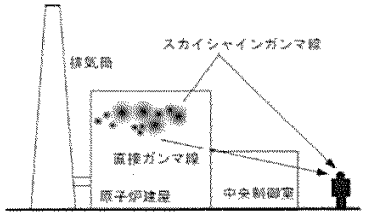
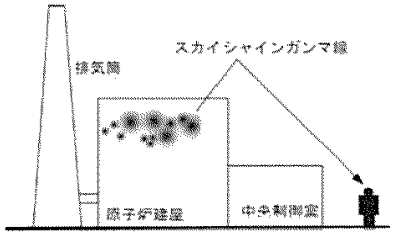
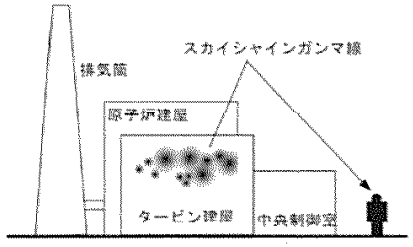
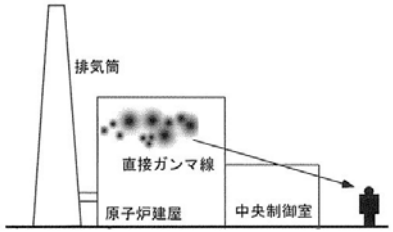


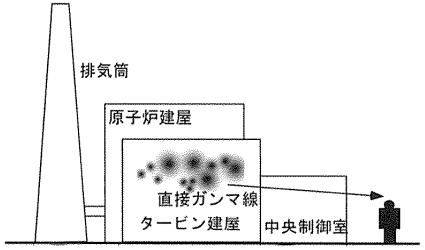
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

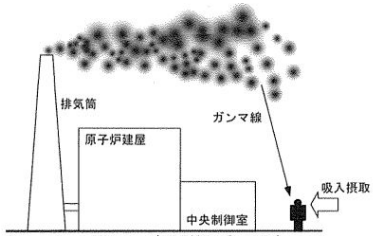
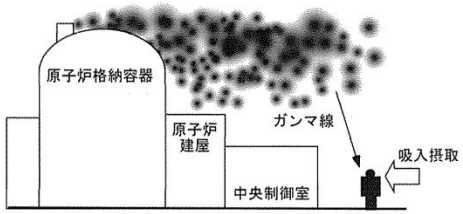
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(6) 主蒸気管破断時は，7.3.4(4)a)の計算式に，次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量×直交替による滞在時間割合 ＋（半球状雲による線量） ここで，半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式[参5]によって計算する。 $H_\gamma = \int_0^T 6.2\times10^{-14} E_\gamma (1-e^{-\mu R}) C_{\gamma p}(t) dt$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (7.9) H_γ :希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_γ :ガンマ線の実効エネルギ（$0.5MeV$） (MeV/dis) μ :空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数 $(1/m)$ R :中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_{\gamma p}(t)$:半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度（ガンマ線$0.5MeV$換算） (Bq/m^3) T :計算期間（30日） (s) （注）30 日間連続滞在の場合の値である。 7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを，7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する（図7.14）。 a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく  (a) BWR 型原子炉施設 図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路	7.3.4(6)　主蒸気管破断時は，7.3.4(4)a)の計算式に，次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。 半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。 7.4→内規のとおり 7.4(1)　建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは，7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく (1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設） a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】 f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務･片道15分の場合 0.015625＝（0.25h/直×2×3直×30日／4）／（24h×30日）  図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）	7.4.1→内規のとおり 7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内の存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。 7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は,「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。 7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。 7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.4.1(1)e) 計算に当たっては，1)の仮定を用いて評価している。 7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。 7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。

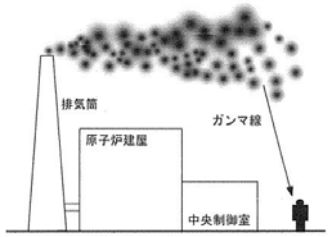
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設） a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。 b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。 f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務･片道15分の場合 0.015625＝（0.25h/直×2×3直×30日／4）／（24h×30日）  図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）	7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。 7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源強度」で解析した結果を用いている。 7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。 7.4.1(3)d) 入退域までの所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.3.1(3)e) 計算に当たっては，1)の仮定を用いて評価している。 7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。 7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。

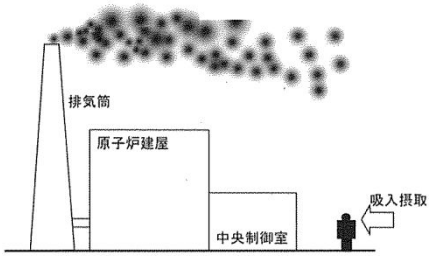
原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく (1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価(BWR 型原子炉施設) a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋(二次格納施設)内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.18)。 b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。 f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日／4)／(24h×30日)  図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの 直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)	7.4.2→内規のとおり 7.4.2(1)a)原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。 7.4.2(2)b)直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。 7.4.2(1)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。 7.4.2(2)d)入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.4.2(1)e)計算に当たっては，1)の仮定を用いて計算している。 7.4.2(1)e)1)入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。 7.4.2(1)f)直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(3) 主蒸気管破断時の線量評価(BWR型原子炉施設) a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する(図7.20)。 b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。 c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。 d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。 e) 計算に当たっては，次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。 f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日／4)／(24h×30日)  図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)	7.4.2(3)a)主蒸気管破断発生後 30 日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。 7.4.2(3)b)直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。 7.4.2(3)c)線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。 7.4.2(3)d)入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.4.2(3)e)計算に当たっては，1)の仮定を用いて評価している。 7.4.2(3)e)1)入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。 7.4.2(3)f)直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (1) 次の a)及び b)の被ばく経路からの運転員の被ばくを，7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。 a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく (2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し，放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで(5.大気拡散の評価)，中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。 a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は，5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.21)。 b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は，5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる(図 7.22)。  図 7.21 建屋影響がない場合  図 7.22 建屋影響がある場合	7.5→内規のとおり 7.5(1)大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは，7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算している。 7.5(2)大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し，放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算した上で（5.大気拡散の評価），中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。 7.5(2)a)建屋の影響を考慮するため，7.5(2)b)の方法で評価している。 7.5(2)b)建屋の影響を考慮するため，5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する(図 7.23)。ただし，事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲，蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については，入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。 (2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。 (3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め，これに放射性物質(この場合は，放射能)の放出率を乗じて求める。 (4) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 (5) 入退域時の計算に当たっては，以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に，15分間滞在するとする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】 (6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等(BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む)のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1 *1) 例:4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日／4)／(24h×30日) ここで，ガンマ線による運転員の実効線量は，(7.10)式によって計算する。 $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)dt$ ……(7.10) H_γ :希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K :空気カーマから実効線量への換算係数 $(Sv/Gy, K=1)$ D/Q :相対線量 (Gy/Bq) $Q_\gamma(t)$:時刻tにおける核種の環境放出率(ガンマ線$0.5MeV$換算) (Bq/s) T :計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。	7.5.1→内規のとおり 7.5.1(1)大気中へ放出された放射性物質から発射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし，事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については，入退域時の線量としては評価していない。 7.5.1(2)建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。 7.5.1(3)入退域時の線量は入退域評価点での相対線量Ｄ／Ｑを求め，これに放射性物質（この場合は，放射能）の放出率を乗じて評価している。 7.5.1(4)入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.5.1(5)入退域時の計算に当たっては，a)の仮定を用いて評価している。 7.5.1(5)a)入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。 7.5.1(6)ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 (a) BWR 型原子炉施設 図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による 入退域時の被ばく 7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する(図 7.24)。ただし，事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲，蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など)による線量については，入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。 (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め，これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数，呼吸率を乗じて求める。 (3) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。 (4) 被ばく低減方策として，例えば，防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には，その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。 (5) 計算に当たっては，以下のいずれかの仮定を用いる。 a) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。 b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。	7.5.2→内規のとおり 7.5.2(1)大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし，事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については，入退域時の線量としては評価していない。 7.5.2(2)入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度χ／Qを求め，これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数，呼吸率を乗じて評価している。 7.5.2(3)入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。 7.5.2(4)被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。 7.5.2(5)入退域時の計算に当たっては，a)の仮定を用いて評価している。 7.5.2(5)a)入退域時の評価点は，管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量 ×直交替による所要時間割合*1 *1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日／4)／(24h×30日) ここで，吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.11)式によって計算する。 $H_I = \int_0^T RH_\infty(\chi/Q)Q_I(t)dt$ ……(7.11) H_I :よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R :呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_∞ :よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) χ/Q :相対濃度 (s/m^3) $Q_I(t)$:時刻tにおけるよう素環境放出率(I-131等価量) (Bq/s) T :計算期間(30日間) (s) (注)30 日間連続滞在の場合の値である。  (a) BWR 型原子炉施設 図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく	7.5.2(6)吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算している。

別添 3

運用，　手順説明資料

第 26 条　原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則 26 条）

発電所原子炉施設には，次に掲げるところより，原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

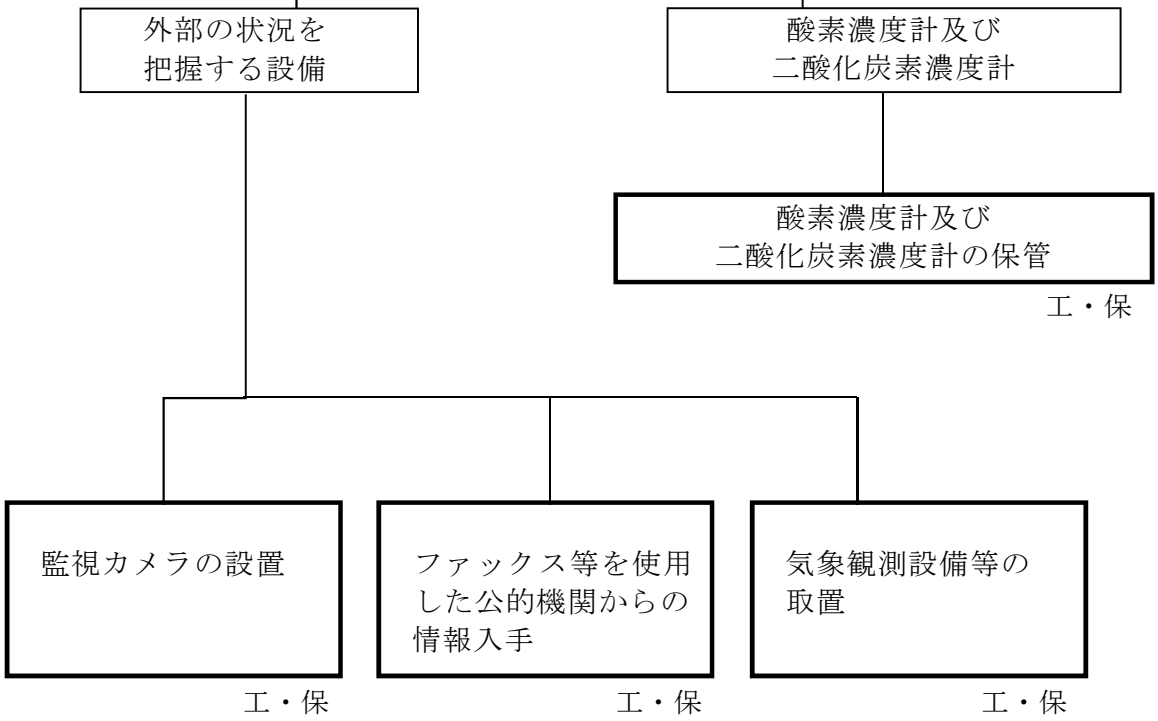
二　発電用原子炉施設の状況を把握する設備を有するものとすること。

【条文要求】（技術基準規則第 38 条）

発電用原子炉施設には，原子炉制御室を施設しなければならない。

3　原子炉制御室には，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。

6　原子炉制御室には，酸素濃度計を施設しなければならない。



【後段規制との対応】

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

【添付六，　八への反映事項】

：添付六，八に反映

：当該条文に関係しない（他条文での反映事項他）

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 26 条 原子炉制御室 （技術基準規則対象条文 第 38 条 原子炉制御室等）	外部の状況を把握する設備	運用・手順	手順に基づき，発電用原子炉施設の外部の状況を把握する。
		体　制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－
	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	運用・手順	手順に基づき，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境の確認を行う。
		体　制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－

第１表　通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

設計基準事故設備		点検項目	点検基準
送受話器（警報装置を含む。）	ハンドセット，スピーカ	外観点検 機能確認	１回／年
電力保安通信用電話設備	固定電話	外観点検 機能確認	１回／６ヶ月
	ＰＨＳ端末		
	ＦＡＸ		
テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	外観点検 機能確認	１回／６ヶ月
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	衛星電話設備（携帯型）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	無線連絡設備（携帯型）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
ＳＰＤＳ	データ伝送装置	外観点検 機能確認	１回／年
	緊急時対策支援システム伝送装置	外観点検 機能確認	１回／年
	ＳＰＤＳデータ表示装置	外観点検 機能確認	１回／年
加入電話設備	加入電話	外観点検 機能確認	１回／６ヶ月
	加入ＦＡＸ		
専用電話設備	専用電話（ホットライン）（自治体向）	外観点検 機能確認	１回／６ヶ月
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	ＴＶ会議システム	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	ＩＰ電話		
	ＩＰ―ＦＡＸ		
データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	外観点検 機能確認	１回／年

東海第二発電所

監視設備

第31条：監視設備

＜　目　　次　＞

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合性

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　追加要求事項に対する適合方針

2.1　モニタリング・ポスト

2.1.1　モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

2.1.2　モニタリング・ポストの電源

2.1.3　モニタリング・ポストの伝送

2.2　放射能観測車

2.3　気象観測設備

別添１　東海第二発電所　運用，手順説明資料

監視設備

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

監視設備について，設置許可基準規則第31条及び技術基準規則第34条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1-1表）

第1.1-1表　設置許可基準規則三十一条及び技術基準規則三十四条

設置許可基準規則 第31条（監視設備）	技術基準規則 第34条（計測設備）	備考
発電用原子炉施設には，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。 （解釈） ５　第31条において，モニタリングポストについては，非常用所内電源に接続しない場合，無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また，モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。	発電用原子炉施設には，次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし，直接計測することが困難な場合は，当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって，これに代えることができる。 十三　周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度 十五　敷地内における風向及び風速	追加要求事項 設置許可基準規則（解釈５）
—	３　第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあっては，燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあっては，外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。	追加要求事項
—	４　第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあっては，計測結果を表示し，記録し，及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし，設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であって，断続的に試料の分析を行う装置については，運転員その他の従事者が測定結果を記録し，及びこれを保存し，その記録を確認することをもって，これに代えることができる。	追加要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合性

（１）位置，構造，及び設備

ロ.発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

（ｚ）監視設備

発電用原子炉施設には通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定し，並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける。

【説明資料(2.1.1：p31条-14)】

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は，モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し，指示値は中央制御室で監視，記録を行うことができる設計とする。また，緊急時対策所でも監視することができる設計とする。モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

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，測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

【説明資料(2.1.1：p31条-14)（2.1.2：p31条-16）（2.1.3：p31条-19)】

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に必要な重大事故等対処設備を保管する。

チ.放射線管理施設の構造及び設備

(2)　屋外管理用の主要な設備の種類

発電用原子炉施設には，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，発電所外へ放出する放射性物質の濃度，周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するために排気筒モニタ，排水モニタ，気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)，周辺監視区域境界付近の固定モニタ（モニタリング・ポスト）(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)，環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)及び放射能観測車(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)を設ける。

排気筒モニタ，排水モニタ及び周辺監視区域境界付近の固定モニタについては，設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストから中央制御室及び中央制御室から緊急時対策

所までのデータの伝送系は，多様性を有する設計とする。指示値は，中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計とする。また，緊急時対策所でも監視することができる設計とする。モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

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に必要な重大事故等対処設備を保管する。

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に必要な重大事故等対処設備を保管する。

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として，可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を設ける。

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，周辺監視区域境界付近において，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設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な台数を保管する。

また，可搬型モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び緊急時対策所付近等において，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設計とする。

可搬型モニタリング・ポストの指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型放射能測定装置は，重大事故等が発生した場合に，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性物質の濃度（空気中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な台数を保管する。

放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として，可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，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（空気中，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できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては，小型船舶を用いる設計とする。

これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

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として，可搬型気象観測設備を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対

処設備として，可搬型気象観測設備は，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設計する。

可搬型気象観測設備の指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続しており，非常用交流電源設備からの給電が喪失した場合は，代替電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び非常用交流電源設備については，「ヌ(2)(iv)　代替電源設備」に記載する。

排気筒モニタ

一式

排水モニタ

一式

気象観測設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

周辺監視区域境界付近固定モニタ(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

環境試料の分析装置及び放射能測定装置(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

放射能観測車(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

一式

［可搬型重大事故等対処設備］

可搬型モニタリング・ポスト

（「ヌ(3)(ⅵ)　緊急時対策所」と兼用）

台　　数　　10（予備 2）

可搬型放射能測定装置

一式（予備を含む）

電離箱サーベイ・メータ

台　　数　　1（予備 1）

小型船舶

艇　　数　　1（予備 1）

可搬型気象観測設備

台　　数　　1（予備 1）

（２）安全設計の方針

該当なし

（３）適合性説明

第三十一条　監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備(安全施設に属するものに限る。)を設けなければならない。

適合のための設計方針

(1)　原子炉格納容器内雰囲気のモニタリングは，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には格納容器雰囲気放射線モニタによって連続的に測定を行い，中央制御室で監視できる設計とする。

(2)　原子炉施設内の放射性物質の濃度は，原子炉補機冷却水モニタ，主蒸気管モニタ，主復水器空気抽出器排ガスモニタ等のプロセスモニタリング設備にて連続的にモニタリングし，中央制御室で監視できる設計とする。

これらのプロセスモニタリング設備は，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに警報を発信し，原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための適切な措置が行える設計とする。

放射性物質の放出経路については，下記の場所にモニタを設置し，中央制御室で監視できる設計とする。また，必要箇所はサンプリングができるようにして通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においてモニタリングできる設計とする。

ａ．排気筒，廃棄物処理建屋排気口

ｂ．希ガスホールドアップ装置排ガスライン，主復水器真空ポンプ排ガスモニタ

ｃ．液体廃棄物処理設備排水ライン，原子炉補機冷却用海水排水ライン，残留熱除去系熱交換器排水ライン

(3)　周辺監視区域境界付近には，モニタリング・ポスト及びモニタリング・ポイントを設置し，さらに放射能観測車により放射線測定を行える設計とする。

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は，モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有しており，指示値は，中央制御室で監視，記録を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視することができる。モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

また，放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため,発電所敷地内で気象観測設備により風向,風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

上記により，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，発電所及び発電所周辺における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を把握できる設計とする。

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

8.1.1.2　設計方針

放射線被ばくは，合理的に達成できる限り低くすることとし，次の設計方針に基づき，放射線管理設備を設ける設計とする。

(1)　放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して，出入管理，汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。

(2)　発電所内外の外部放射線に係る線量当量率及び放射性物質濃度等を測定，監視できるようにする。

(3)　万一の事故に備えて，必要な放射線計測器を備える。

(4)　中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計とする。

(5)　通常運転時の放射性物質放出に係る放射線監視設備は，「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

(6)　設計基準事故時に必要な放射線監視設備は，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

(7)　モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は，モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び緊急時対策所までの建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線と多様性を有しており，指示値は，中央制御室で監視することができる。また，緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

(8)　放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため，発電所敷地内で気象観測設備により風向，風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

【説明資料(2.1.1：p31条-14)（2.1.2：p31条-16）（2.1.3：p31条-19)】

8.1.1.3　主要設備の仕様

放射線管理設備の主要機器仕様を第8.1―1表に示す。

8.1.1.4　主要設備

8.1.1.4.6　発電所周辺のモニタリング設備(東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設)

(1)　固定モニタリング設備

周辺監視区域境界付近に空間放射線量率の連続監視を行うためのモニタリング・ポスト4台及び空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリング・ポイントを設定し，熱蛍光線量計を配置する。

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は，モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し，指示値は中央制御室で監視，記録を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視することができる。モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

(2)　環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近に空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定するダスト・サンプラを設けるとともに，発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の放射性物質の濃度を測定するための機器を備える。

(3)　放射能観測車

事故時等に発電所敷地周辺の空間放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために，空間ガンマ線測定装置，ダスト・よう素サンプラ，ダストモニタ及びよう素測定装置等を搭載した無線通話装置付の

放射能観測車を備える。

(4)　気象観測設備

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の線量評価並びに一般気象データ収集のため，発電所敷地内で風向，風速，日射量，放射収支量等を測定及び記録する設備を設ける。

【説明資料(2.1.1：p31条-14)（2.1.2：p31条-16）（2.1.3：p31条-19)】

第 8.1－1 表　放射線管理設備の主要機器仕様

(1) 出入管理室（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）　1 式

(2) 汚染管理関係施設　1 式

(3) 試料分析関係施設（東海発電所及び東海第二発電所と一部共用，既設）1 式

(4) 発電所内の放射線監視設備及び測定機器　1 式

(5) 放出放射性廃棄物及び系統内の放射線監視設備並びに測定機器　1 式

(6) 発電所周辺のモニタリング設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）　1 式

(7) 個人管理用測定設備及び測定機器　1 式

(8) 放射線計測器の校正設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）　1 式

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1　モニタリング・ポスト

2.1.1　モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所でも監視できる設計とする。

モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第2.1－1表に，モニタリング・ポストの配置図及び写真を第2.1－1図に示す。

第2.1－1表　モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI（Tl）シンチレーション	10^{1}nGy／h～10^{5}nGy／h	計測範囲内で可変	1	モニタリング・ポストは周辺監視区域境界付近に4台
	電離箱	10^{-8}Gy／h～～10^{-1}Gy／h	計測範囲内で可変	1	

第 2.1－1 図　モニタリング・ポストの配置図及び写真

2.1.2　モニタリング・ポストの電源

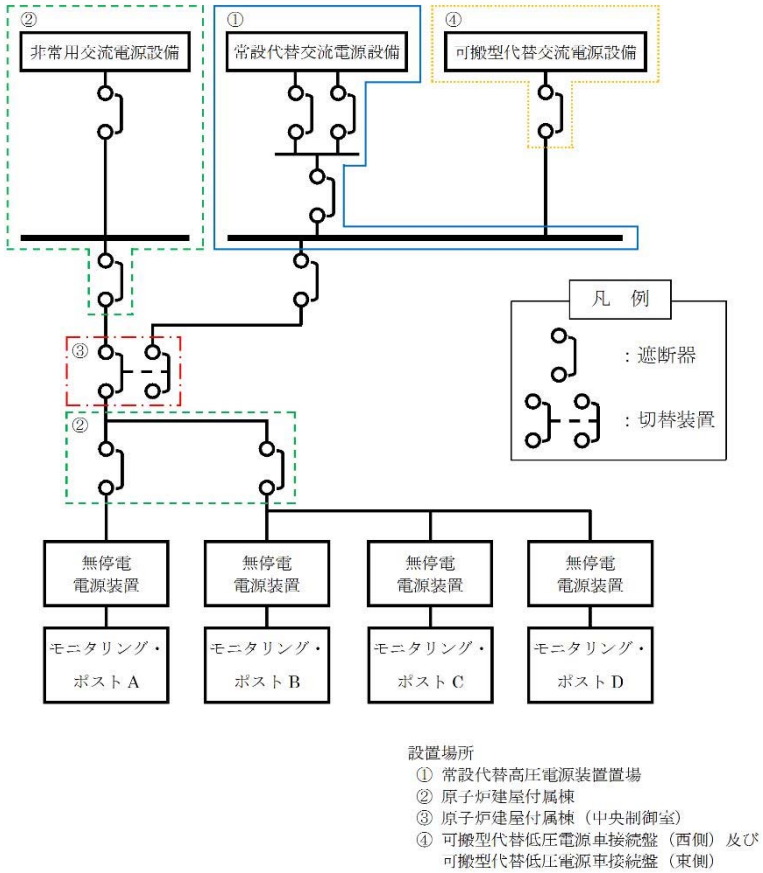
モニタリング・ポストは，非常用電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また，モニタリング・ポストの電源は，代替電源設備である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）により給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第 2.1－2 表に，モニタリング・ポストの電源構成概略図を第 2.1－2 図に示す。

第 2.1－2 表　無停電電源装置の設備仕様

名　称	個　数	容　量	発電方式	バックアップ時間※1	備　考
無停電電源装置	局舎ごとに 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	停電時に電源を供給できる

※1　バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷により算出



第 2.1－2 図　モニタリング・ポストの電源構成概略図等(1/2)

＜外観写真＞

無停電電源装置

常設代替交流電源装置

可搬型代替低圧電源車

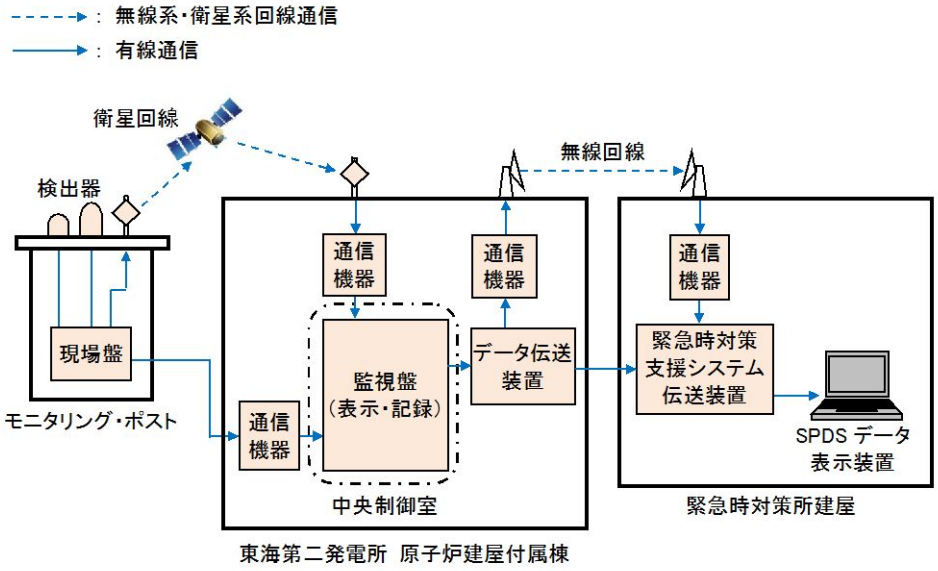
第 2.1－2 図　モニタリング・ポストの電源構成概略図等(2/2)

2.1.3　モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送を行う構成は，建屋間※において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し，測定したデータは，現場盤，中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポスト設備の伝送概略図を第 2.1－3 図に示す。

※　建屋（原子炉建屋付属棟，緊急時対策所建屋）は，モニタリング・ポストと同等以上の耐震性を有しており，伝送の多様化の対象範囲は耐震性を有した建屋間とする。



第2.1－3図　モニタリング・ポスト設備の伝送概略図

2.2　放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために，放射線量率を監視し，及び測定し，並びに記録する装置，空気中の放射性物質（粒子状物質，よう素）を採取し，及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第2.2－1表に，放射能観測車の保管場所を第2.2－1図に示す。

なお，放射能観測車は，廃止措置中の東海発電所の事故対応と重畳した場合でも測定対象範囲は同一であるため，東海発電所と共用する。

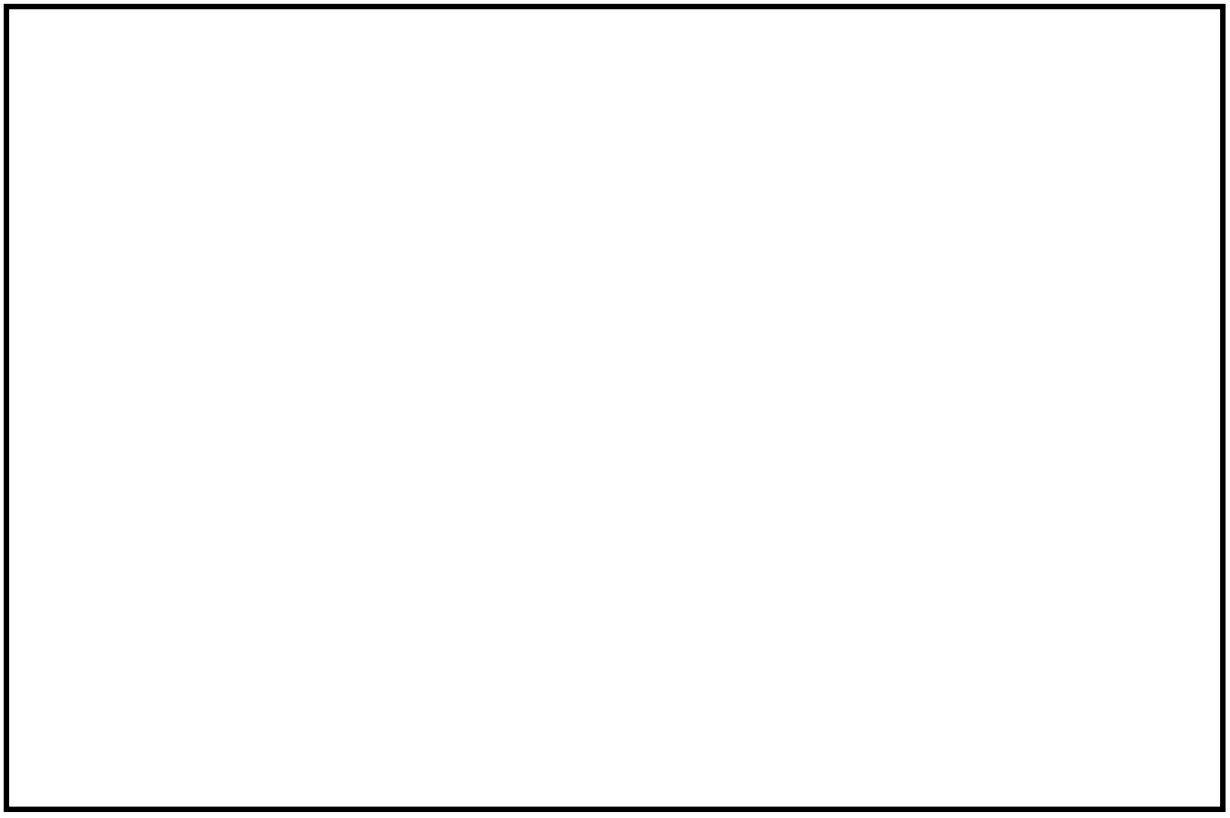
また，原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

第2.2－1表　放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション 半導体	B.G.～10^{8} nGy／h	記録紙	1
	ダストモニタ	プラスチックシンチレーション ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1
	よう素測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1

（その他主な搭載機器）台数：各1台
・ダスト・よう素サンプラ
・風向，風速計
・無線連絡設備（放射能観測車搭載）

（放射能観測車の写真）



第 2.2－1 図　放射能観測車の保管場所

2.3 気象観測設備

気象観測設備は，放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために，風向，風速，日射量，放射収支量，雨量，温度等を測定し，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

気象観測設備の各測定器は防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置※1※2に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第2.3－1図に，測定項目等を第2.3－1表に示す。

また，気象観測設備のデータ伝送系については，第2.3－2図に示すとおりとする。気象観測設備のデータ伝送を行う構成は，建屋間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有することで信頼性向上を図る設計とする。

第2.3－1図　気象観測設備配置図

※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから1.5mを引いた値の3倍以上、または露場から10m以上。」「露場中央部における地上1.5mの高さから

周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））

※2　「おおよその目安として各アンテナの送信方向の中心軸±45 度に反射体がないことが望まれる。」（ドップラーソーダによる観測要領（2004　原子力安全研究協会））

第2.3－1表　気象観測設備の測定項目等

<table>
<tr><td colspan="2">

【超音波風向風速計】
（地上高さ）

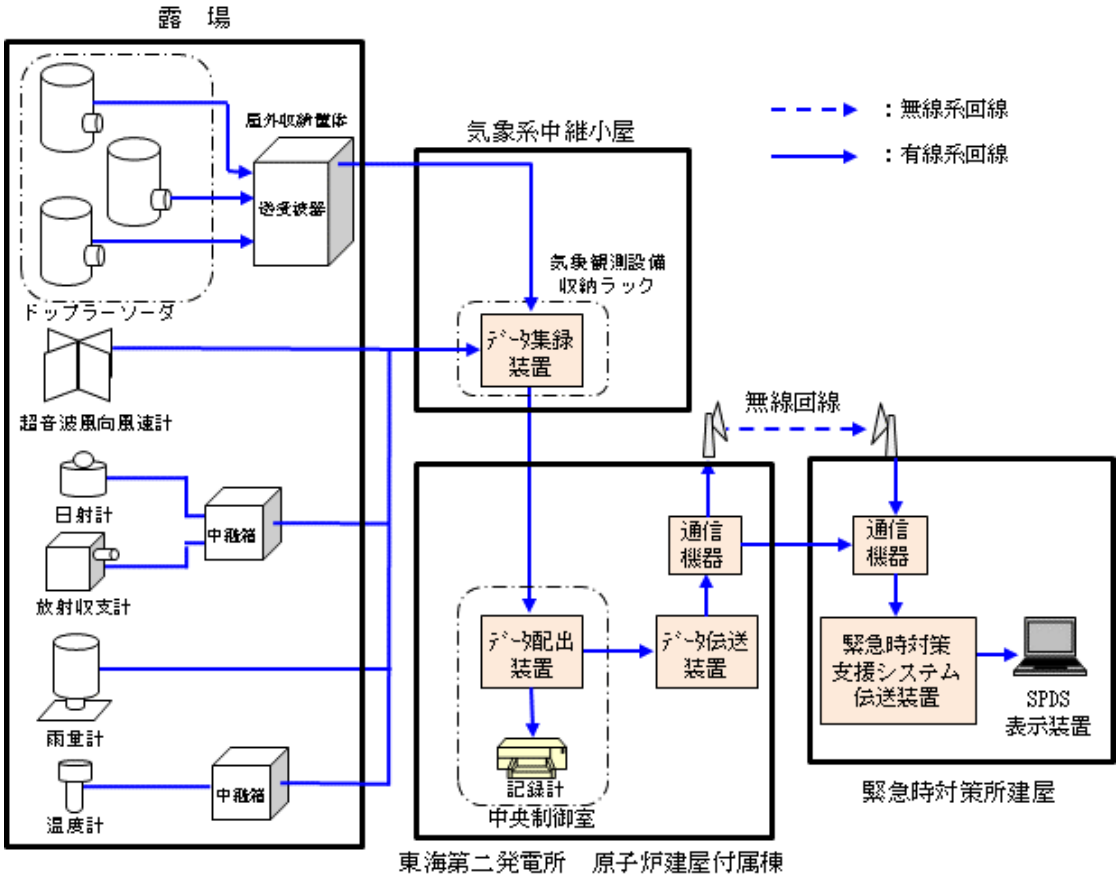
【ドップラーソーダ（風向風速計）】
（排気筒高さ）

【日射計(左),放射収支計(右)】

【温度計】

【雨量計】
</td></tr>
<tr><td>台数：1式
（測定項目）
風向※，風速※，日射量※，
放射収支量※，雨量，温度</td><td>（記録）
中央制御室及び緊急時対策所へ伝送し，表示する。また，そのデータを記録し，保存する。</td></tr>
</table>

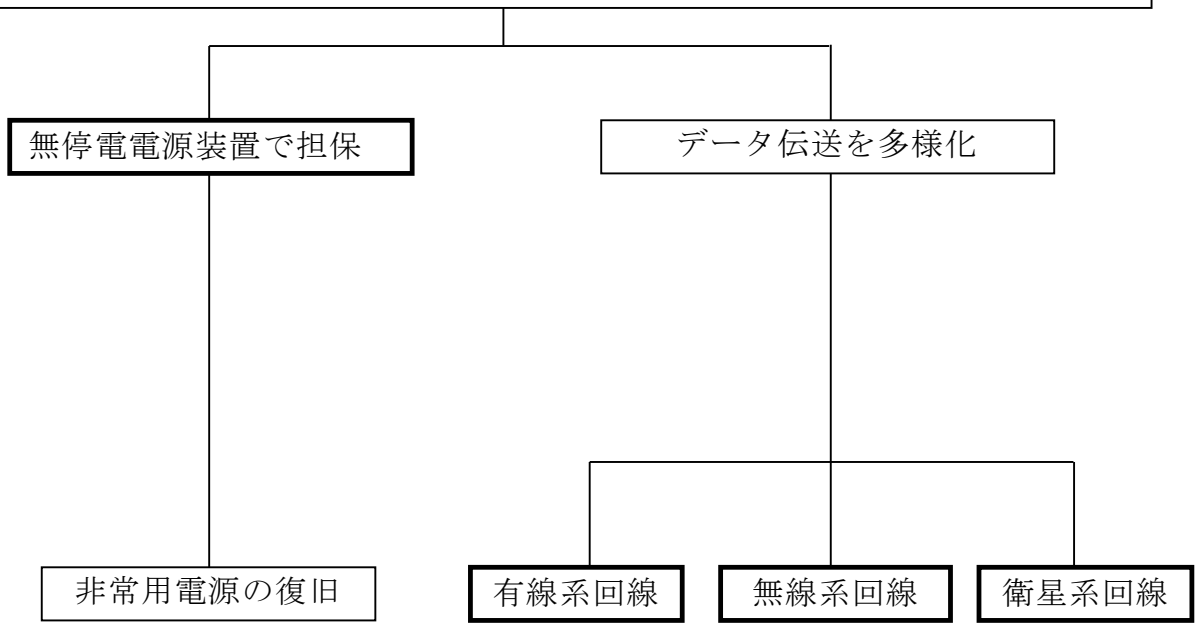
※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目



第2.3－2図　気象観測設備の伝送概略図

第 31 条　監視設備

【条文要求】
発電用原子炉施設には，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。
【解釈】
5　第 31 条において，モニタリングポストについては，非常用所内電源に接続しない場合，無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また，モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。



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

【添付六，八への反映事項】
：添付六，八に反映
：当該条文に関係しない（他条文での反映事項他）

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 31 条 監視設備	無停電電源装置	運用・手順	－
		体　制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－
	有線回線	運用・手順	－
		体　制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－
	衛星回線	運用・手順	－
		体　制	－
		保守・点検	－
		教育・訓練	－

東海第二発電所

保安電源設備

第33条　保安電源設備

＜目　　次＞

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

1.2　追加要求事項に対する適合方針

1.3　気象等

1.4　設備等（手順等含む）

2.　保安電源設備

2.1　保安電源設備の概要

2.1.1　常用電源設備の概要

2.1.2　非常用電源設備の概要

2.2　保安電源の信頼性

2.2.1　発電所構内における電気系統の信頼性

2.2.1.1　安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止

2.2.1.2　電気系統の信頼性

2.2.2　電線路の独立性

2.2.2.1　外部電源受電回路について

2.2.2.2　複数の変電所との接続について

2.2.3　電線路の物理的分離

2.2.3.1　送電鉄塔への架線方法について

2.2.3.2　送電線の信頼性向上対策

2.2.4　送受電設備の信頼性

2.2.4.1　開閉所設備等の耐震性評価について

2.2.4.2　送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

2.2.4.3　開閉所基礎の設置地盤の支持性能について
2.2.4.4　ケーブル洞道及びケーブルトラフの設置地盤の支持性能について
2.2.4.5　基礎及びケーブル洞道及びケーブルトラフの不等沈下による影響について
2.2.4.6　津波の影響，塩害対策
2.3　外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
2.3.1　非常用電源設備及びその付属設備の信頼性
2.3.1.1　多重性又は多様性及び独立性
2.3.1.2　容量について
2.3.1.3　燃料貯蔵設備
別紙 1　鉄塔基礎の安定性について
別紙 2　吊り下げ設置型高圧遮断器について
別紙 3　変圧器一次側の 1 相開放故障について
別紙 4　1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について
別紙 5　那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について
別紙 6　現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置
別紙 7　非常用電源設備の配置の基本方針について
別紙 8　蓄電池容量について
別紙 9　ケーブル及び電線路敷設設計の考え方
別紙 10　揺すり込み沈下量の算定方法について
3.　運用，手順説明資料
（別添資料）保安電源設備

＜概　要＞

1．において，設計基準事故対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2．において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3．において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。

1.　基 本 方 針

1.1　要求事項の整理

保安電源設備について，設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条において，追加要求事項を明確化する。

設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項を，第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表　設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項（1／3）

設置許可基準規則 第 33 条（保安電源設備）	技術基準規則 第 45 条（保安電源設備）	備 考
発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。	―	変更なし
２　発電用原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。	変更なし
	２　設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を設置しなければならない。	変更なし

第 1.1－1 表　設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項（2／3）

設置許可基準規則 第 33 条（保安電源設備）	技術基準規則 第 45 条（保安電源設備）	備 考
３　保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。	３　保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路，当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加 要求事項
４　設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は，それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ，それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。	４　設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。	追加 要求事項
５　前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。	５　前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。	追加 要求事項

第 1.1－1 表　設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項（3／3）

設置許可基準規則 第 33 条（保安電源設備）	技術基準規則 第 45 条（保安電源設備）	備　考
６　設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。	６　設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。	追加 要求事項
７　非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	７　非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	追加 要求事項
８　設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。	８　設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。	追加 要求事項

1.2　追加要求事項に対する適合方針

(1)　位置，構造及び設備

ロ　発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

ａ．設計基準対象施設

(ab)　保安電源設備

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系した設計とする。

また，発電用原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下本項において同じ。）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条－64～69）(2.1.2：P33 条－70～71)】

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないよう，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条－72～75，92～93)】

特に重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置するとともに，非

常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33 条－94～100)】

また，変圧器一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じ，安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては，自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で，故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条－76～91)】

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも 2 回線は，それぞれ互いに独立したものであって，当該設計基準対象施設において受電可能なものであり，かつ，それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに，電線路のうち少なくとも 1 回線は，設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

【説明資料（2.2.2：P33 条－101～107）（2.2.3.1：P33 条－108～109)】

設計基準対象施設に接続する電線路は，同一の発電所内の 2 以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には，いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

【説明資料（2.2.3：P33 条－108～118）（2.2.4：P33 条－119～132)】

非常用電源設備及びその付属設備は，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保し，その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対

処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

【説明資料（2.3.1.1：P33 条－133～139）（2.3.1.2：P33 条－140～146)】

7 日間の外部電源喪失を仮定しても，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33 条-147～149)】

設計基準対象施設は，他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合には，当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

ヌ　その他発電用原子炉施設の附属施設の構造及び設備

(1)　常用電源設備の構造

（ⅰ）　発電機

台　　数　　1

容　　量　　約 1,300,000kVA

（ⅱ）　外部電源系

275kV　　2 回線

154kV　　1 回線

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，検知できる設計とする。

（ⅲ）　変圧器

ａ．主要変圧器

台　　数　　1

容　　量　　約 1,300,000kVA

電　圧　　18.525kV／275kV（一次／二次）

ｂ．所内変圧器

台　数　　2

容　量　　約 50,000kVA／台

電　圧　　18.525kV／6.9kV（一次／二次）

ｃ．起動変圧器

台　数　　2

容　量　　約 50,000kVA／台

電　圧　　275kV／6.9kV（一次／二次）

ｄ．予備変圧器

台　数　　1

容　量　　約 38,000kVA

電　圧　　147kV／6.9kV（一次／二次）

(2)　非常用電源設備の構造

（ⅰ）　受電系統

275kV　　2 回線（「ヌ(1)常用電源設備の構造」と兼用）

154kV　　1 回線（「ヌ(1)常用電源設備の構造」と兼用）

（ⅱ）　非常用ディーゼル発電機

ａ．非常用ディーゼル発電機

台　数　　2

出　力　　約 5,200kW／台

起動時間　約 10 秒

ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

台　数　　1

出　力　　約 2,800kW

起動時間　約 10 秒

ｃ．軽油貯蔵タンク

基　数　　2

容　量　　約 400kL／基

7 日間の外部電源喪失を仮定しても，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

（ⅲ）　蓄電池

ａ．蓄電池（非常用）

型　式　　鉛蓄電池

組　数　　5

容　量　　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系　約 6,000Ah／組

125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系　約 500Ah

中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系　約 150Ah／組

(2)　安全設計方針

該当なし

(3)　適合性説明

（保安電源設備）

第三十三条　発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2　発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3　保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

4　設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は，それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

5　前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

6　設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

7　非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保

し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

8　設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

適合のための設計方針

第１項について

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条－64～69)】

第２項について

発電用原子炉施設に，非常用所内電源設備として非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及び非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また，それらに必要な燃料等を備える設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33 条－70～71)】

第３項について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないよう，発電機，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また，故障を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ，安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては，自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で，故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また，送電線は複数回線との接続を確保し，巡視点検による異常の早期検知ができるよう，送電線引留部の外観確認が可能な設計とする。

また，保安電源設備は，重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないよう，以下の設計とする。

・送電線の回線数と開閉所の母線数は，供給信頼度の整合が図れた設計とし，電気系統の系統分離を考慮して，275kV母線を1母線，154kV母線を1母線で構成する。275kV送電線は起動変圧器を介して，154kV送電線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用高圧母線を3母線確保することで，多重性を損なうことなく，系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

・電気系統を構成する送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線及び東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）については，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）又は日本工業規格（ＪＩＳ）等で定められた適切な仕様を選定し，信頼性の高い設計とすることを確認している。また，電気系統を構成する母線，変圧器，非常用所内電源設備，その他関連する機器については，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）又は日本工業規格（ＪＩＳ）等で定められた適切な仕様を選定し，信頼性の高い設計とする。

・非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは，故障を検知した場合，自動又は手動で容易に切り替わる設計とする。

【説明資料（2.2.1:33条－72～100）】

第４項について

設計基準対処施設は，送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線にて，電力系統に接続する。

275kV送電線は，約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また，154kV送電線は，約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し，さらに，上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記２ルート３回線の送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，

東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の，東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から本発電所への電力供給については，あらかじめ定められた手順，体制等に基づき，昼夜問わず，確実に実施されることを確認している。

なお，東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

【説明資料（2.2.2:33条－102～107)】

第５項について

同一の送電鉄塔に架線しない275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）から設計基準対象施設に電線路を接続する設計とする。

また，送電線は，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため，鉄塔基礎の安定性を確保することで，鉄塔の倒壊を防止するとともに，台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策を図ることにより，外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計であることを確認している。

さらに，275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原

子力1号線）の近接箇所については，鉄塔を移設することにより，仮に1つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

これらにより，設計基準対象施設に連系する送電線は，互いに物理的に分離した設計とする。

【説明資料（2.2.3:33条－108～118)】

第６項について

本発電所においては，電線路について，2以上の発電用原子炉施設を電力系統に接続しないとしたうえで，設計基準対処施設に連系する送電線は，275kV送電線2回線と154kV送電線1回線とで構成する。

これらの送電線は1回線で発電用原子炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし，いずれの2回線が喪失しても，発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。

なお，275kV送電線2回線は起動変圧器を介して，154kV送電線1回線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ接続する設計とする。

開閉所からの送受電設備は，十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに，遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等，耐震性の高いものを使用する。

さらに，防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに，塩害を考慮し，275kV送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄ができる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69）（2.2.4:33条－119～132)】

第７項について

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備は，多重性及び独立性を考慮して，必要な容量のものを各々別の場所に3台備え，共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに，各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は，非常用3系統をそれぞれ異なる区画に設置し，多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより，その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合にも，機能が確保される設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1:33条－133～149)】

第８項について

設計基準事故時において，発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は，発電用原子炉ごとに単独で設置し，他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

1.3　気象等

該当なし

1.4　設備等（手順等含む）

10.　その他発電用原子炉の附属施設

10.1　非常用電源設備

10.1.1　通常運転時等

10.1.1.1　概要

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系する設計とする。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

非常用の所内高圧母線は3母線で構成し，常用母線及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は2母線で構成し，非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する。

所内機器は，工学的安全施設に関係する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関係する機器は非常用母線に，その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

所内機器で2台以上設置するものは，単一の所内母線の故障があっても，全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。

安全保護系及び工学的安全施設に関係する機器は，単一の非常用母線の故障があっても，他の系統に波及して多重性を損なうことがないよう系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

２Ｃ非常用ディーゼル発電機は，275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電した場合に非常用母線に電力を供給する。ま

た２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電し，かつ154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力１号線）も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。

1台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき，あるいは，原子炉冷却材喪失時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また，発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池（非常用）を設置し，安定した交流電源を必要とするものに対しては，非常用の無停電電源装置を設置する。非常用直流電源設備は，非常用所内電源系として3系統から構成し，3系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。

外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.1.2:33条－70～71)】

10.1.1.2　設計方針

10.1.1.2.1　非常用所内電源系

安全上重要な構築物，系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないよう，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.2.1.1:33条－72～93）（2.1.2:33条－70～71)】

非常用所内電源系である非常用所内電源設備及びその付属設備は，多重性及び独立性を確保し，その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において発電用原子炉の安全性が確保できる設計とする。

【説明資料（2.3.1.1:33条－133～139）（2.3.1.2:33条－140～146)】

非常用電源系のうち非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については，燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき，あるいは，原子炉冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また，7日間の外部電源喪失を仮定しても，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発

電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3:33条－147～149)】

10.1.1.2.2　全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう，これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.3.1.2:33条－140～146)】

10.1.1.3　主要設備

10.1.1.3.1　所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は，6.9kVで第10.1－1図に示すように3母線で構成する。

非常用高圧母線・・・常用高圧母線，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から受電する母線

これらの母線は，母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他

の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は，耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

非常用高圧母線には，工学的安全施設に関係する機器を振り分ける。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は，起動変圧器から，また，275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線に給電する。さらに，外部電源が喪失した場合，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から非常用高圧母線に給電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1－1表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条－70～71)】

10.1.1.3.2　所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は，480Vで第10.1－1図に示すように2母線で構成する。

非常用低圧母線・・・非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は，母線ごとに一連のキュービクルで構成し，遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響が局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用低圧母線のパワーセンタは，耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

工学的安全施設に関係する機器を接続している非常用低圧母線には，非常

用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は起動変圧器から，また，275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。

さらに，全ての外部電源が喪失した場合，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線を通して給電する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1－2表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条－70～71】

10.1.1.3.3　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，外部電源が喪失した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し，また，外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合には工学的安全施設作動のための電力を供給する。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は多重性を考慮して，3台を備え，各々非常用高圧母線に接続する。各非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，耐震性を有した原子炉建屋付属棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

【説明資料（2.3.1.1:33条－133～139)】

非常用高圧母線が停電若しくは原子炉冷却材喪失事故が発生すると，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動する。

非常用高圧母線が停電した場合には，非常用高圧母線に接続される負荷は，動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを

除いて全て遮断される。その後，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）電圧及び周波数が定格値になると，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は非常用高圧母線に自動的に接続され，発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷が自動的に投入される。

原子炉冷却材喪失事故により非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動した場合で，非常用高圧母線が停電していない場合は，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は待機運転状態となり，手動で停止するまで運転を継続する。

また，原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合，各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

なお，7日間の外部電源喪失を仮定しても，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に接続する主要な負荷は以下の系統に属するものである。

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）

低圧炉心スプレイ系

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

制御棒駆動水圧系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水圧系

充電器

非常灯

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ）

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水圧系

充電器

非常灯

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(区分Ⅲ)

高圧炉心スプレイ系

換気空調系(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室等)

充電器

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

の負荷が最も大きくなる原子炉冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷の始動順位を第10.1－2図に示す。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様を第10.1－3表に示す。

【説明資料（2.3.1.2:33条－140～146)】

10.1.1.3.4　直流電源設備

非常用直流電源設備は，第10.1－3図に示すように，非常用所内電源系として，直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は，非常用低圧母線に接続される充電器9個，蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系統2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また，これらの系統は，多重性及び独立性を確保することにより，共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり，非常用直流電源設備5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁，無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため，原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系（区分Ⅰ），125V系蓄電池Ｂ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池ＨＰＣＳ系（区分Ⅲ）の5組で構成し，据置型蓄電池でそれぞ

れ異なる区画に設置され独立したものであり，非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また，蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah（125V系蓄電池Ａ系及び125V系蓄電池Ｂ系），500Ah（125V系蓄電池ＨＰＣＳ系），150Ah（中性子モニタ用蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系）であり，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は，例えば，発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等，発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系，発電用原子炉の停止，冷却，原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1－4表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条－70,71）（2.3.1.2:33条－140～146)】

10.1.1.3.5　計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は，第10.1－4図に示すように，計装用主母線盤120V／240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤２Ａ及び２Ｂは，2系統に分離独立させ，それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は，外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため，非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより，非常用の無停電電源装置内の変換器を介し

直流を交流へ変換し，２Ａ及び２Ｂの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は，核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認のため，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分間を包絡した約8時間，電力供給が可能である。

なお，これらの電源を保守点検する場合は，必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また，計装用主母線盤及び計装用分電盤ＨＰＣＳは，分離された非常用高圧母線又は非常用低圧母線から給電する。計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1－5表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条－70～71）（2.3.1.2:33条－140～146)】

10.1.1.3.6　ケーブル及び電線路

安全保護系並びに工学的安全施設に関係する動力回路，制御回路及び計装回路のケーブルは，その多重性及び独立性を確保するため，それぞれ相互に分離したケーブルトレイ，電線管を使用して敷設し，相互に独立性を侵害することのないようにする。

また，これらのケーブル，ケーブルトレイ，電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルを使用する場合については，非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらにケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は，火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また，原子炉格納容器貫通部は，原子炉冷却材喪失事故時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.3.1.1:33条－133～139)】

10.1.1.3.7　母線切替

通常運転時は，275kV送電線2回線を使用して運転するが，275kV送電線1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.1.2:33条－70,71)】

また，275kV送電線が全て停止するような場合，発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は，154kV送電線又は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から受電する。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100)】

(1)　予備変圧器（154kV 系）への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している非常用高圧母線は，275kV送電線が2回線とも停電し，154kV送電線に電圧がある場合，予備変圧器から受電して，発電用原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

【説明資料（2.2.1.2:33 条－94～100)】

(2)　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）への切替

非常用高圧母線２Ｃは，所内変圧器及び起動変圧器を介した受電ができなくなった場合には，非常用高圧母線２Ｃに接続された負荷は，動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。２Ｃ非常用ディーゼル発電機は，自動起動し電圧及び周波数が定格値になると，非常用高圧母線２Ｃに自動的に接続され，発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

また，非常用高圧母線２Ｄ及び高圧炉心スプレイ系母線は，所内変圧器，起動変圧器及び予備変圧器を介した受電ができなくなった場合には，非常用高圧母線２Ｄ及び高圧炉心スプレイ系母線に接続された負荷は，動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は，自動起動し電圧及び周波数が定格値になると，非常用高圧母線２Ｄ及び高圧炉心スプレイ系母線に自動的に接続され，発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100)】

(3)　275kV又は154kV送電線電圧回復後の切替

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中，275kV送電線又は154kV送電線の電圧が回復すれば，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより，無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどす。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100)】

10.1.1.4　主要仕様

主要仕様を第10.1－1表から第10.1－5表に示す。

10.1.1.5　試験検査

10.1.1.5.1　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，定期的に起動試験を行い，電圧確立時間や負荷を印加して運転状態を確認するなど，その運転性能を確認する。

10.1.1.5.2　蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3　常用電源設備

10.3.1　概要

設計基準対象施設は，275kV送電線1ルート2回線にて，約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また，154kV送電線1ルート1回線にて，約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し，さらに，上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリ

ッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については，あらかじめ定められた手順，体制等に基づき，昼夜問わず，確実に実施されることを確認している。

なお，東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

これら送電線は，発電所を安全に停止するために必要な電力が供給可能な容量とする。

275kV送電線2回線は，1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には，所内電力は，主として発電機から所内変圧器を通して受電するが，275kV送電線より受電する起動変圧器を通しても受電することができる。また，154kV送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は7母線で構成し，所内変圧器，起動変圧器又は予備変圧器から受電できる設計とする。

常用低圧母線は11母線で構成し，常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる設計とする。

所内機器で2台以上設置するものは，非常用，常用共に，各母線に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。

また，直流電源設備は，常用所内電源系として直流250V 1系統から構成す

る。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.2　設計方針

10.3.2.1　外部電源系

重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，外部電源系を設ける。重要安全施設へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないよう，送電線の回線数と開閉所の母線数は，供給信頼度の整合が図れた設計とし，電気系統の系統分離を考慮して，275kV母線を1母線，154kV母線を1母線で構成する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

また，発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流，変圧器一次側における1相開放故障等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.2.1:33条－72～100)】

外部電源系の少なくとも2回線は，それぞれ独立した送電線により電力系統に連系させるため，万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給につ

いては，あらかじめ定められた手順，体制等に基づき，昼夜問わず，確実に実施されることを確認している。

なお，東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離された設計とし，全ての送電線が同一鉄塔等に架線されない設計とすることにより，これらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計であることを確認している。

さらに，いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計であることを確認している。

【説明資料（2.2.2:33条－101～107)】

開閉所及び送受電設備は，十分な支持性能を持つ地盤に設置する。

碍子，遮断器等は耐震性の高いものを使用する。さらに，防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに，塩害を考慮した設計とする。

【説明資料（2.2.4:33条－119～132)】

10.3.3　主要設備

10.3.3.1　送電線

発電所は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，第10.3－1図に示すとおり，送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線で電力

系統に連系する。

275kV送電線は，約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

また，154kV送電線は，約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

万一，送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

また，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については，あらかじめ定められた手順，体制等に基づき，昼夜問わず，確実に実施されることを確認している。

なお，東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

送電線は，1回線で重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給できる容量が選定されるとともに，常時，重要安全施設に連系する275kV送電線は，系統事故による停電の減少を図るため2回線接続とする。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

275kV送電線については，短絡，地絡検出用保護装置を2系列設置することにより，多重化を図る設計とする。また，送電線両端の発電所及び変電所の

送電線引出口に遮断器を配置し，送電線で短絡，地絡等の故障が発生した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計となっていることを確認している。

また，送電線1相の開放が生じた際には，275kV送電線は送受電時，154kV送電線は受電している場合，保護装置による自動検知又は人的な検知（巡視点検等）を加えることで，一部の保護継電器等による検知が期待できない箇所の1相開放故障の発見や，その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。【説明資料（2.2.1.1:33条－72～93)】

設計基準対象施設に連系する275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線は，同一の送電鉄塔に架線しないよう，それぞれのルートに送電鉄塔を備えていることを確認している。【説明資料（2.2.3.1:33条－108～109)】

また，送電線は，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため，鉄塔基礎の安定性を確保することで，鉄塔の倒壊を防止するとともに，台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており，外部電源系からの電力供給が同時に停止することがない設計となっていることを確認している。

さらに，275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社原子力1号線）の近接箇所については，鉄塔を移設することにより，仮に1つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

これらにより，設計基準対象施設に連系する送電線は，互いに物理的に分

離した設計とする。

送電線の設備仕様を第10.3－1表に示す。また，送電系統図を第10.3－1図に示す。

【説明資料（2.2.3.2:33条－109～118)】

10.3.3.2　開閉所

275kV超高圧開閉所は，第10.3－2図に示すように，275kV送電線と主要変圧器及び起動変圧器を連系する遮断器，断路器，275kV母線等で構成する。

154kV特別高圧開閉所は，第10.3－2図に示すように，154kV送電線と予備変圧器を連系する遮断器，断路器等で構成する。

故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，開閉所は地盤が不等沈下や傾斜等が起きないような十分な支持性能を持つ場所に設置し，かつ津波の影響を考慮する。

遮断器等は耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し，275kV送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄できる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

開閉所機器の設備仕様を第10.3－2表に示す。

【説明資料（2.2.4:33条－119～132)】

10.3.3.3　発電機及び励磁装置

発電機は，約1,300,000kVA，1,500rpmで蒸気タービンに直結される横軸円筒回転界磁形，回転子水素直接冷却，固定子水冷却，3相交流同期発電機で励磁装置は交流励磁機である。

発電機及び励磁装置の設備仕様を第10.3－3表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.4　変圧器

本発電用原子炉施設では，次のような変圧器を使用する。

主要変圧器・・・発電機電圧（19kV）を275kV超高圧開閉所電圧（275kV）に昇圧する。

所内変圧器・・・発電機電圧（19kV）　を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

起動変圧器・・・275kV超高圧開閉所電圧（275kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

予備変圧器・・・154kV特別高圧開閉所電圧（154kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は，主要変圧器を通して275kV超高圧開閉所に送る。

所内電力は，通常運転時は発電機から2台の所内変圧器を通して供給するが，発電用原子炉の起動又は停止中は，　275kV超高圧開閉所から2台の起動変圧器を通して供給する。さらに，起動変圧器回路の故障時等には，所内電力は，154kV特別高圧開閉所から予備変圧器を通して供給する。

変圧器の設備仕様を第10.3－4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.5　所内高圧系統

常用の所内高圧系統は，6.9kVで第10.1－1図に示すように常用7母線で構成する。

常用高圧母線・・・所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器から受電する母線

これらの母線は，母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し，遮

断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる。

常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は，原子炉建屋付属棟内等に設置する。

常用高圧母線には，通常運転時に必要な負荷を振り分け，これらの母線は，発電用原子炉の起動又は停止中は，起動変圧器から受電するが，発電機が同期し，並列した後は所内変圧器から受電する。

常用高圧母線への電力は，発電機負荷遮断後しばらくは供給される。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1－1表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.6　所内低圧系統

常用の所内低圧系統は，480Vで第10.1－1図に示すように常用11母線で構成する。

常用低圧母線・・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は，母線ごとに一連のキュービクルで構成し，遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる。

常用低圧母線のパワーセンタは，原子炉建屋付属棟内等に設置する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1－2表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.7　所内機器

所内機器で2台以上設置するものは，単一の所内母線の故障があっても，全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.8　直流電源設備

常用の直流電源設備は第10.1－3図に示すように，常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

常用所内電源系の直流250V系統は，非常用低圧母線に接続される充電器2個，蓄電池1組等を設ける。

これらすべての蓄電池は，充電器により浮動充電される。

直流電源設備の設備仕様を第10.1－4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.9　計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は，第10.1－4図に示すように，計装用交流母線4母線で構成する。母線電圧は120V/240V及び120Vである。

常用の計測制御用電源設備は，非常用低圧母線と常用直流母線に接続する常用の無停電電源装置及び非常用低圧母線に接続する電動発電機（原子炉保護系用Ｍ－Ｇ装置）で構成する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1－5表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条－64～69)】

10.3.3.10　ケーブル及び電線路

動力回路，制御回路，計装回路のケーブルは，それぞれ相互に分離したケ

ーブルトレイ，電線管を使用して敷設する。

また，これらのケーブル，ケーブルトレイ，電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルを使用する場合については，非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらに，ケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は，火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また，原子炉格納容器貫通部は，原子炉冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.1.1:33 条－64～69)】

10.3.3.11　母線切替

通常運転時は，275kV送電線2回線を使用して運転するが，1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

外部電源，常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(1)　275kV系への切替

常用高圧母線は，通常運転時は発電機から所内変圧器を通して電力を供給するが，所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には，起動変圧器を通して受電するように切り替える。本切替えは中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

(2)　予備変圧器(154kV系)への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している常用高圧母線は，275kV送電線が2回線とも停電し，154kV送電線に電圧がある場合，予備変圧器から受電する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

【説明資料（2.2.1.2:33条－94～100)】

10.3.4　主要仕様

主要仕様を第10.1－1表，第10.1－2表，第10.1－4表，第10.1－5表及び第10.3－1表から第10.3－4表に示す。

10.3.5　試験検査

10.3.5.1　蓄電池（常用）

蓄電池（常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3.6　手順等

常用電源設備は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

(1)　外部電源系統切替えを実施する際は，手順を定め，給電操作指令伝票等を活用し，給電運用担当箇所と連携を図り実施する。

(2)　電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。

(3)　変圧器一次側において1相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。

(4)　変圧器一次側における1相開放事象への対応として，送電線は複数回線

との接続を確保し，送電線引留部の巡視点検を実施する。

(5)　外部電源系統切替操作に関する教育・訓練を実施する。

第10.1－1表 メタルクラッド開閉装置の設備仕様

構成及び仕様

項　　目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	計器用変圧器盤
(a) 型　　式	閉鎖配電盤			
(b) 個　　数	12	19	51	11
(c) 定格電圧	7.2kV			
(d) 電気方式	50Hz　3相　3線　変圧器接地式			
(e) 電源引込方式	バスダクト又はケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約3,000A，約2,500A，約2,000A			

遮断器

項　　目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型　　式	真空遮断器		
(b) 個　　数	14	13	50
(c) 極　　数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作（DC125V）		
(e) 絶縁階級	6号A		
(f) 定格電圧	7.2kV		
(g) 定格電流	約3,000A，約2,000A，約1,200A		
(h) 定格遮断電流	63kA		
(i) 定格遮断時間	5サイクル		
(j) 引きはずし自由方式	電気式，機械式		
(k) 投入方式	バネ式		

第10.1－2表 パワーセンタの設備仕様

動力変圧器

項　　目	常用母線用	非常用母線用
(a) 型　　式	三相乾式変圧器	
(b) 個　　数	10	2
(c) 冷却方式	自冷，風冷	
(d) 周 波 数	50Hz	
(e) 容　　量	約3,333 kVA，約2,000kVA	約3,333kVA
(f) 結　　線	一次：三角形　　二次：三角形	
(g) 定格電圧	一次側　6.9kV（5タップ） (7.245,7.072,6.9,6.727,6.555kV) 二次側　480V	
(h) 絶　　縁	H種，F種	

構成及び仕様

項　　目	受電盤	母線連絡盤	き電盤	変圧器盤
(a) 型　　式	閉鎖配電盤			
(b) 個　　数	12	14	48	12
(c) 定格電圧	600V			
(d) 電気方式	50Hz　3相　3線　非接地式			
(e) 電源引込方式	ケーブルによる			
(f) フィーダ引出方式	ケーブルによる			
(g) 母線電流容量	約4,000A，約3,000A			

遮断器

項　　目	受電用	母線連絡用	き電用
(a) 型　　式	気中遮断器		
(b) 個　　数	12	14	158
(c) 極　　数	3極		
(d) 操作方式	バネ投入操作（DC125V）		
(e) 定格電圧	600V		
(f) 定格電流	約3,000A，約1,200A		
(g) 定格遮断電流	50,000A		
(h) 引きはずし自由方式	電気的，機械的		

第10.1－3表 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の設備仕様

(1) エンジン

ａ．非常用ディーゼル発電機

型　　式	V 型
台　　数	2
出　　力	約 5,500kW／台
回 転 数	429rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油

ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型　　式	V 形
台　　数	1
出　　力	約 3,050kW
回 転 数	429rpm
起動方式	圧縮空気起動
起動時間	約 10 秒
使用燃料	軽油

(2) 発電機

ａ．非常用ディーゼル発電機

型　　式	横軸回転界磁三相交流発電機
台　　数	2
容　　量	約 6,500kVA／台
力　　率	0.80（遅れ）
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429rpm

ｂ．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

型　　式	横軸回転界磁三相交流発電機
台　　数	1
容　　量	約 3,500kVA
力　　率	0.80（遅れ）
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
回 転 数	429rpm

(3) 軽油貯蔵タンク

型　　式	横置円筒形
基　　数	2
容　　量	約 400kL／基
使用燃料	軽油

第10.1－4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型　式		鉛蓄電池
組　数		5
セル数	125V系Ａ系	120
	Ｂ系	120
	ＨＰＣＳ系	58
	中性子モニタ用Ａ系	24
	Ｂ系	24
電　圧	125V系Ａ系	125V
	Ｂ系	125V
	ＨＰＣＳ系	125V
	中性子モニタ用Ａ系	±24V
	Ｂ系	±24V
容　量	125V系Ａ系	約6,000Ah
	Ｂ系	約6,000Ah
	ＨＰＣＳ系	約500Ah
	中性子モニタ用Ａ系	約150Ah
	Ｂ系	約150Ah

常用

型　式	鉛蓄電池
組　数	1
セル数	116
電　圧	250V
容　量	約2,000Ah

(2)　充電器

非常用（予備充電器は常用）

型　式	シリコン整流器	
個　数	125V系Ａ系	1
	Ｂ系	1
	（予備	1）
	ＨＰＣＳ系	1（予備1）
	中性子モニタ用Ａ系	2
	Ｂ系	2
充電方式		浮動
冷却方式		自然通風

交流入力

125V系Ａ系	3相	50Hz	480V
Ｂ系	3相	50Hz	480V
ＨＰＣＳ系	3相	50Hz	480V
中性子モニタ用Ａ系	単相	50Hz	120V
Ｂ系	単相	50Hz	120V

容　量	125V系Ａ系	約58.8kW
	Ｂ系	約48.8kW
	（予備	約58.8kW）
	ＨＰＣＳ系	約14kW
	中性子モニタ用Ａ系	約0.84kW／個
	Ｂ系	約0.84kW／個
直流出力電圧		
	125V系Ａ系	125V
	Ｂ系	125V
	ＨＰＣＳ系	125V
	中性子モニタ用Ａ系	±24V
	Ｂ系	±24V
直流出力電流		
	125V系Ａ系	約420A
	Ｂ系	約320A
	（予備	約420A）
	ＨＰＣＳ系	約100A
	中性子モニタ用Ａ系	約30A
	Ｂ系	約30A

常用

型　式	シリコン整流器
個　数	1（予備1）
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相　50Hz　480V

容　量	約98kW
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約350A

(3)　直流母線

非常用

個　　数	5
電　　圧	
125V系Ａ系	125V
Ｂ系	125V
ＨＰＣＳ系	125V
中性子モニタ用Ａ系	±24V
Ｂ系	±24V

常用

個　　数	1
電　　圧	250V

第10.1－5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

ａ．無停電電源装置

型　式	静止形
個　数	2
容　量	約 35kVA／個
出力電圧	120V

ｂ．計装用交流母線

個　数	5
電　圧	120V／240V（2 個）
	120V（3個）

(2) 常用

ａ．無停電電源装置

型　式	静止形
個　数	1
容　量	約 50kVA
出力電圧	120V／240V

ｂ．原子炉保護系用Ｍ－Ｇ装置

電動機

型　式	三相誘導電動機
台　数	2
定格容量	約 44.76kW／台
電　圧	440V

発電機

型　　式	単相同期電動機
台　数	2
定格容量	約 18.75kVA／台
電　圧	120V
周波数	50Hz

ｃ．計装用交流母線

個　数	4
電　圧	120V／240V（2 個）
	120V（2個）

第 10.3－1 表 送電線の設備仕様

(1) 275kV送電線

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備

電　　圧	275kV
回 線 数	2
導体サイズ	ACSR 810mm^2 2導体
送 電 容 量	約1,138MW／回線
亘　　長	約17km

（東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所まで）

(2) 154kV送電線

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備

電　　圧	154kV
回 線 数	1
導体サイズ	ACSR 610mm^2 1導体
送 電 容 量	約269MW
亘　　長	約9km

（東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所まで）

第 10.3－2 表 開閉所機器の設備仕様

(1) 275kV母線

型式	SF6ガス絶縁相分離方式
定格電圧	300kV
電流容量	約4,000A
定格短時間電流	50kA 2サイクル

(2) 遮断器

名称	線路用275KV遮断器	発電機並列用275kV遮断器	起動変圧器用275kV遮断器	予備変圧器用154kV遮断器
個　数	2	1	2	1
定格電圧	300kV	300kV	300kV	168kV
定格電流	約4,000A	約4,000A	約2,000A	約1,200A
定格遮断電流	50kA	50kA	50kA	25kA

第10.3－3表 発電機及び励磁装置の設備仕様

(1) 発電機

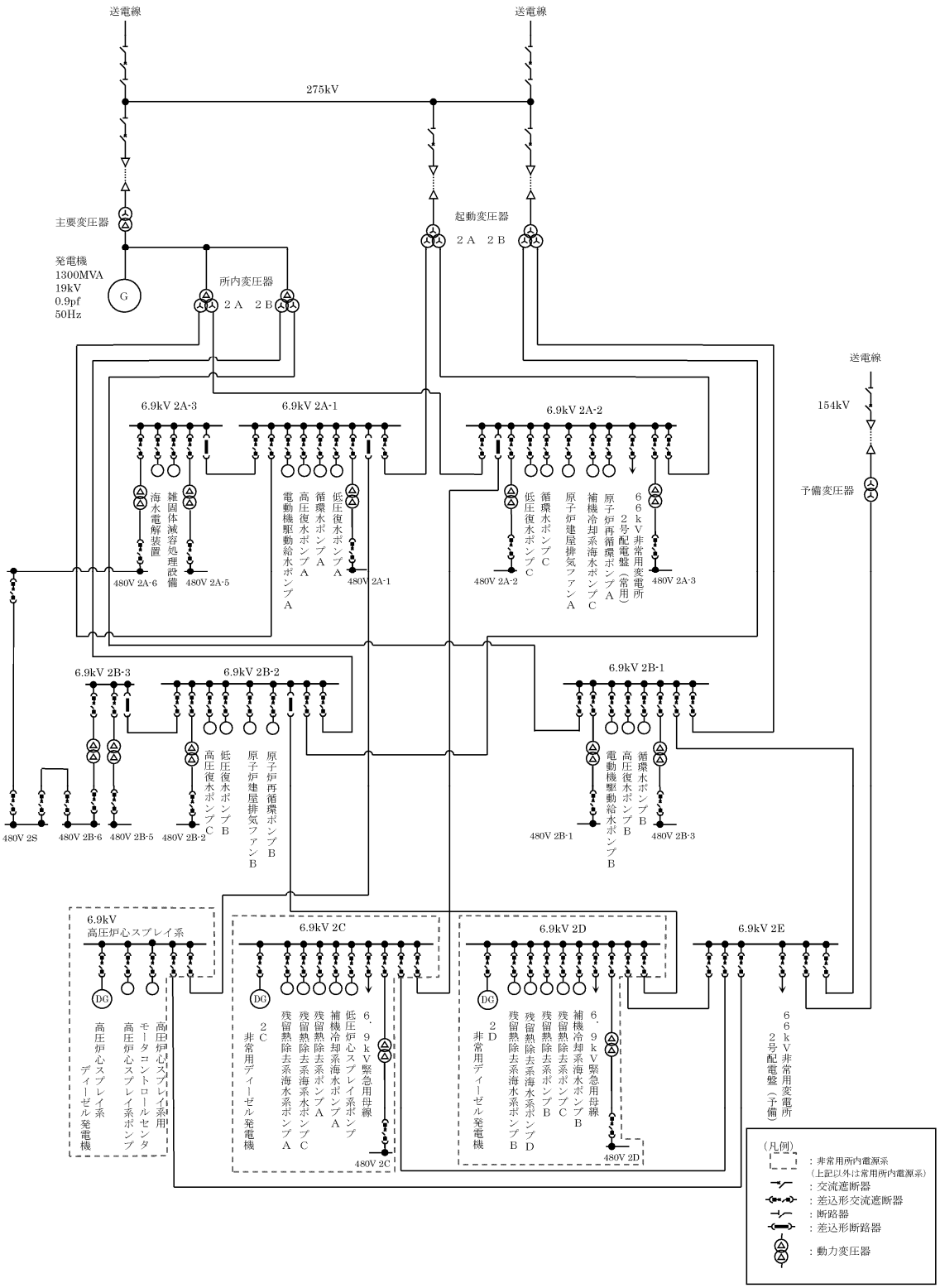
型　式	横軸円筒回転界磁三相交流同期発電機	
台　数	1	
容　量	約1,300,000kVA	
力　率	0.90（遅れ）	
電　圧	19kV	
相　数	3相	
周波数	50Hz	
回転数	1,500rpm	
結線法	星形	
冷却法	固定子	水冷却
	回転子	水素直接冷却

(2) 励磁装置

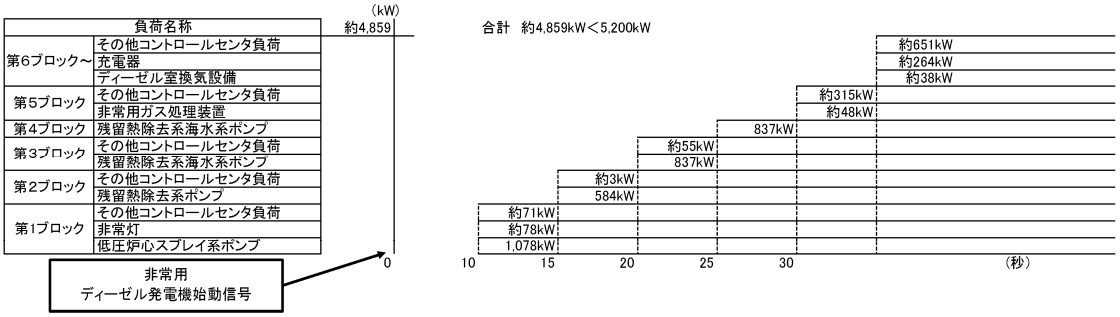
名称	主励磁機	副励磁機
型式	交流励磁機	交流副励磁機
台数	1	1
容量	約3,710kVA	約140kVA
電圧	AC400V	AC300V
回転数	1,500rpm	1,500rpm
駆動方法	発電機と直結	発電機と直結

第10.3－4表 変圧器の設備仕様

名称		主要変圧器	所内変圧器	起動変圧器	予備変圧器
型式		屋外用三相二巻線外鉄無圧密封式	屋外用三相三巻線内鉄無圧密封式	屋外用三相三巻線外鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付	屋外用三相二巻線内鉄無圧密封式 負荷時タップ切換器付
台数		1	2	2	1
容量		約1,300,000kVA	約50,000kVA ／台	約50,000kVA ／台	約38,000kVA
電圧	一次	18.525kV	18.525kV	275kV	147kV
	二次	275kV	6.9kV，6.9kV	6.9kV，6.9kV	6.9kV
相数		3	3	3	3
周波数		50Hz	50Hz	50Hz	50Hz
結線法	一次	三角	三角	星形	星形
	二次	星形	星形，星形	星形，星形	星形
冷却方法		導油風冷式	油入風冷式	油入風冷式	油入風冷式

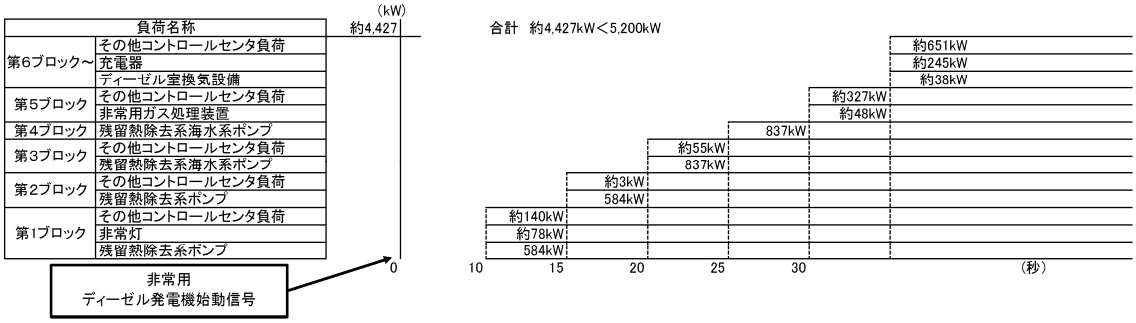


第10.1－1図　所内電源単線結線図



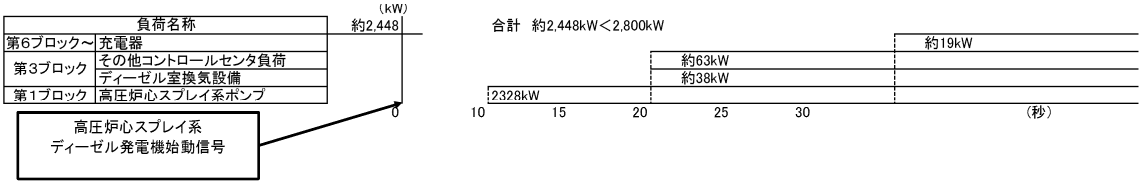
２Ｃ非常用ディーゼル発電機

（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）



２Ｄ非常用ディーゼル発電機

（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

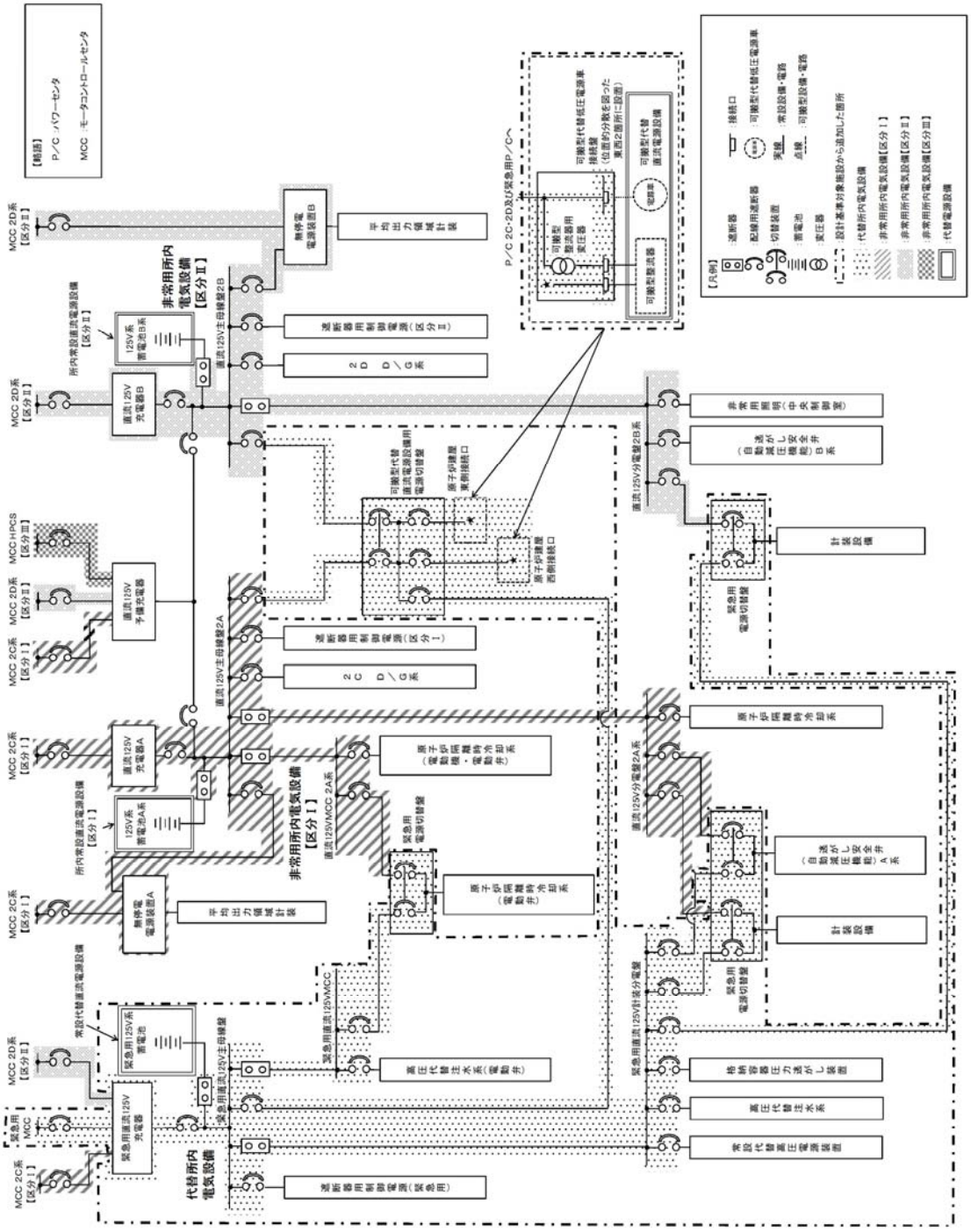


高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

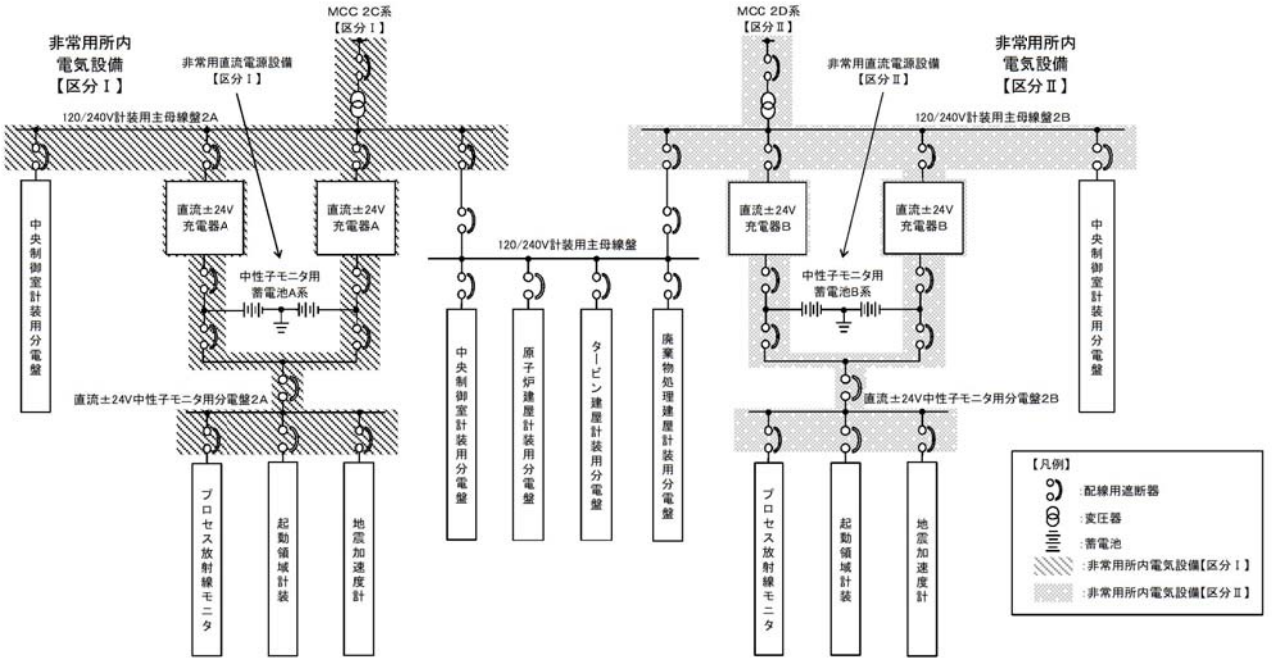
（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

第 10.1－2 図　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位

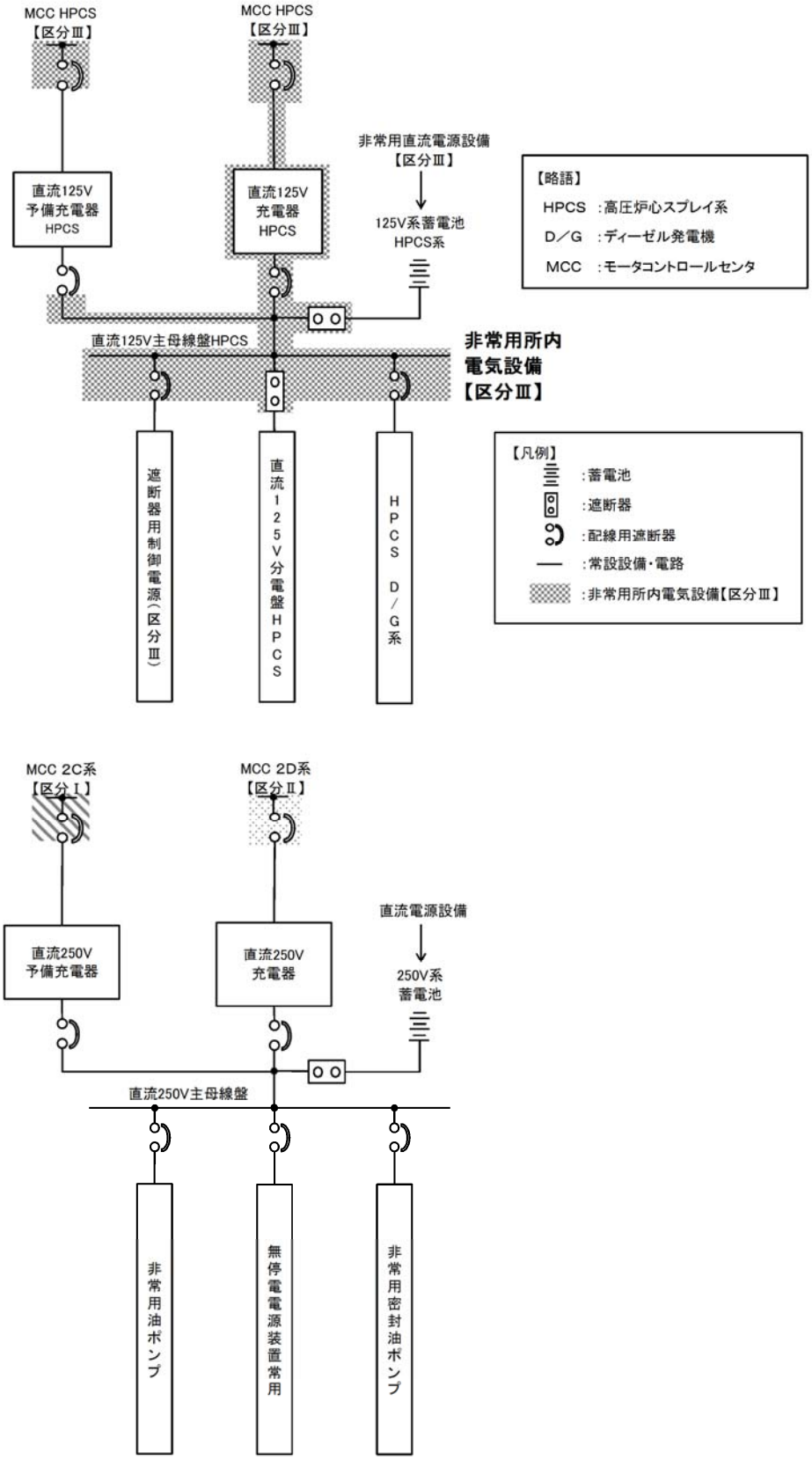
（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）



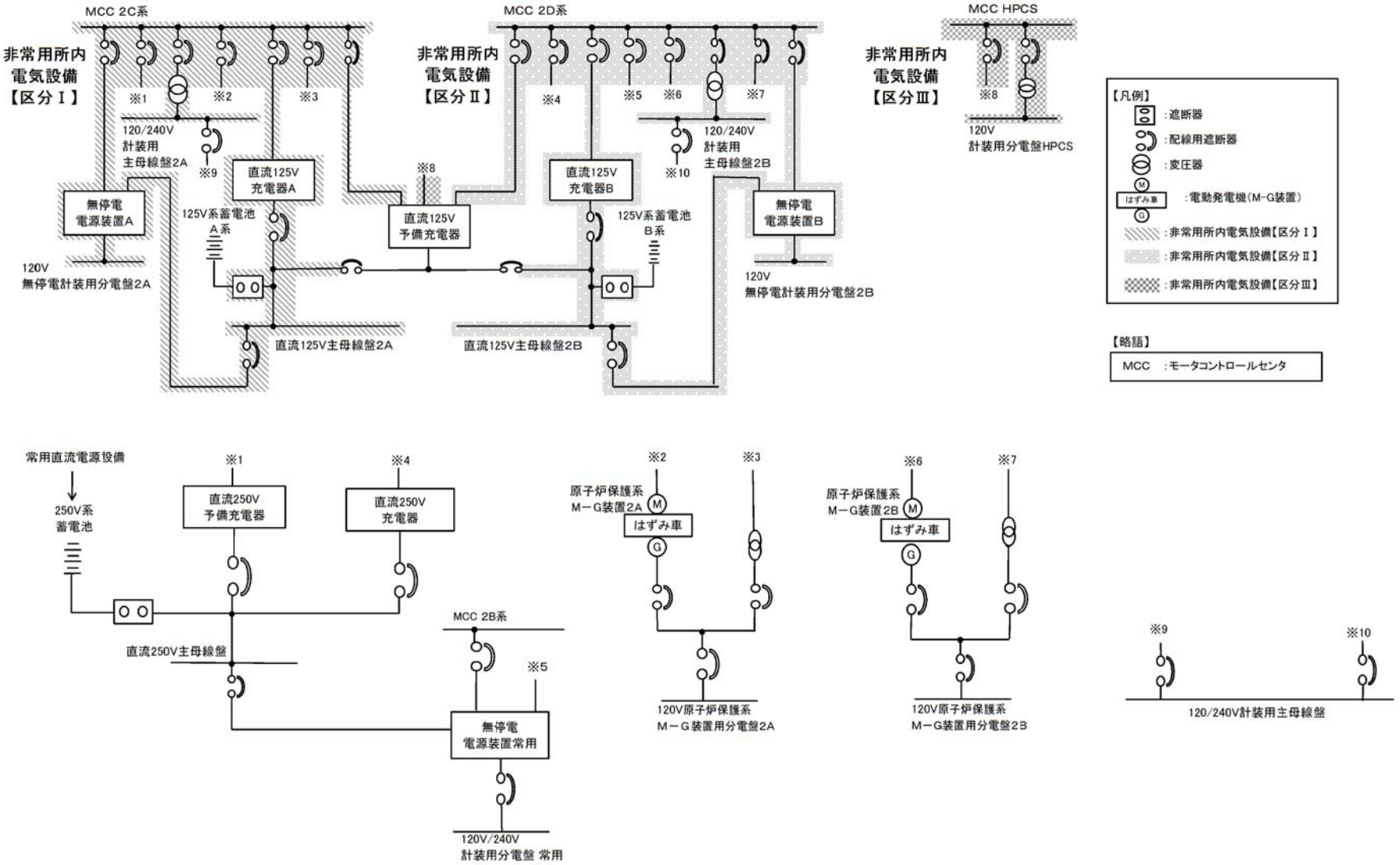
第10.1－3図　直流電源単線結線図（1／3）



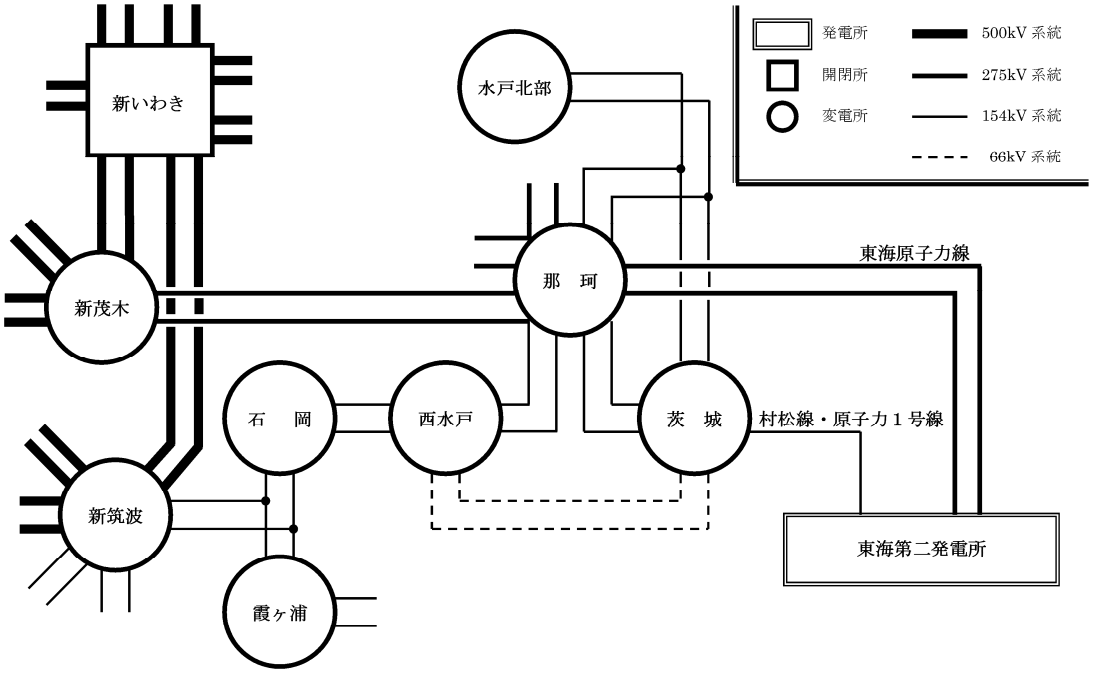
第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（2／3）



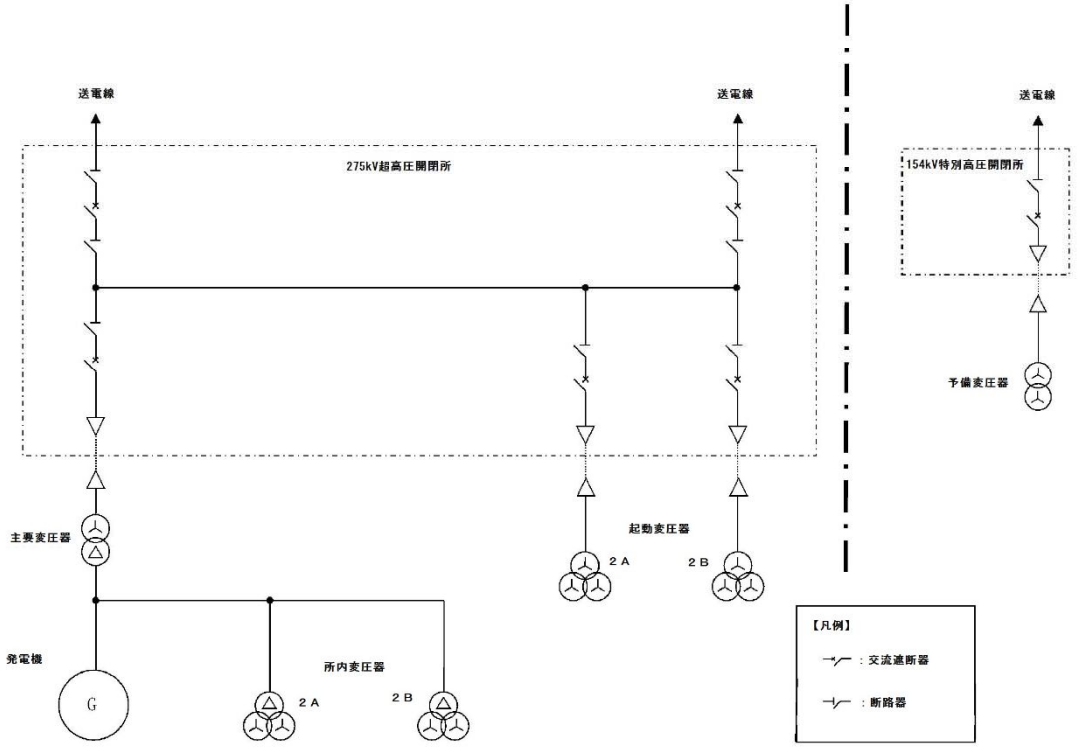
第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（3／3）



第 10.1－4 図　計測制御用電源単線結線図



第10.3－1図　送電系統図



第 10.3－2 図　開閉所単線結線図

2.　保安電源設備

2.1　保安電源設備の概要

2.1.1　常用電源設備の概要

275kV 送電線 2 回線は，約 17km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所（以下「那珂変電所」という。）に接続する。また，154kV 送電線 1 回線は，約 9km 離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所（以下「茨城変電所」という。）に接続する。なお，東海発電所用の 66kV 送電線 1 回線は東海第二発電所の 3 回線とは別で茨城変電所に接続しており，東海第二発電所とは送電線の共用をしていない。送電系統図を，第 2.1.1－1 図に示す。

上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため，万一，那珂変電所が停止した場合でも，外部電源系からの電力供給が可能となるよう，東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から石岡変電所，西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで東海第二発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。また，茨城変電所が停止した場合には，那珂変電所を経由するルートで，東海第二発電所に電力供給が可能な設計とすることを確認している。これら送電線は，発電用原子炉の停止に必要となる電力を供給可能な容量であることを確認している。東京電力パワーグリッド株式会社 275kV 東海原子力線（以下「275kV 東海原子力線」という。）2 回線は，1 回線停止時でも東海第二発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時に所内電力は，主として発電機から所内変圧器を介して受電するが，275kV 東海原子力線より起動変圧器を介して受電することもできる。また，東京電力パワーグリッド株式会社 154kV 村松線・原子力 1 号線（以下「154kV 村松線・原子力 1 号線」という。）を予備電源として使用すること

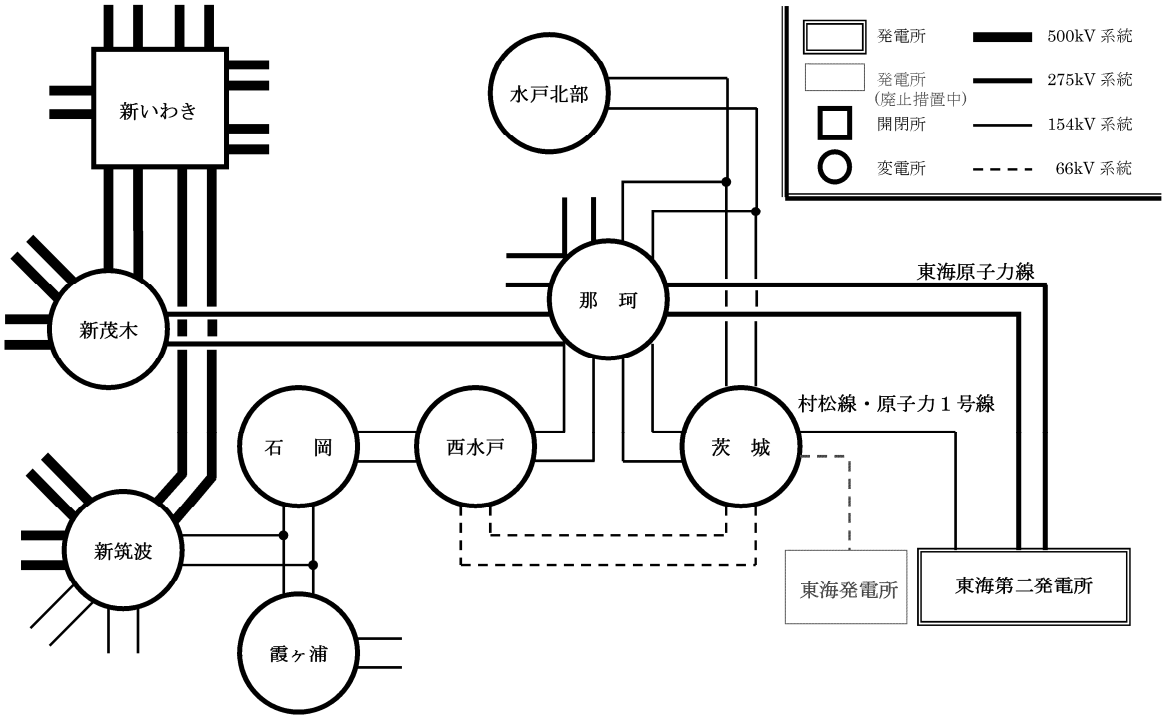
ができる。

常用高圧母線は，7 母線で構成し，所内変圧器又は起動変圧器から受電する。

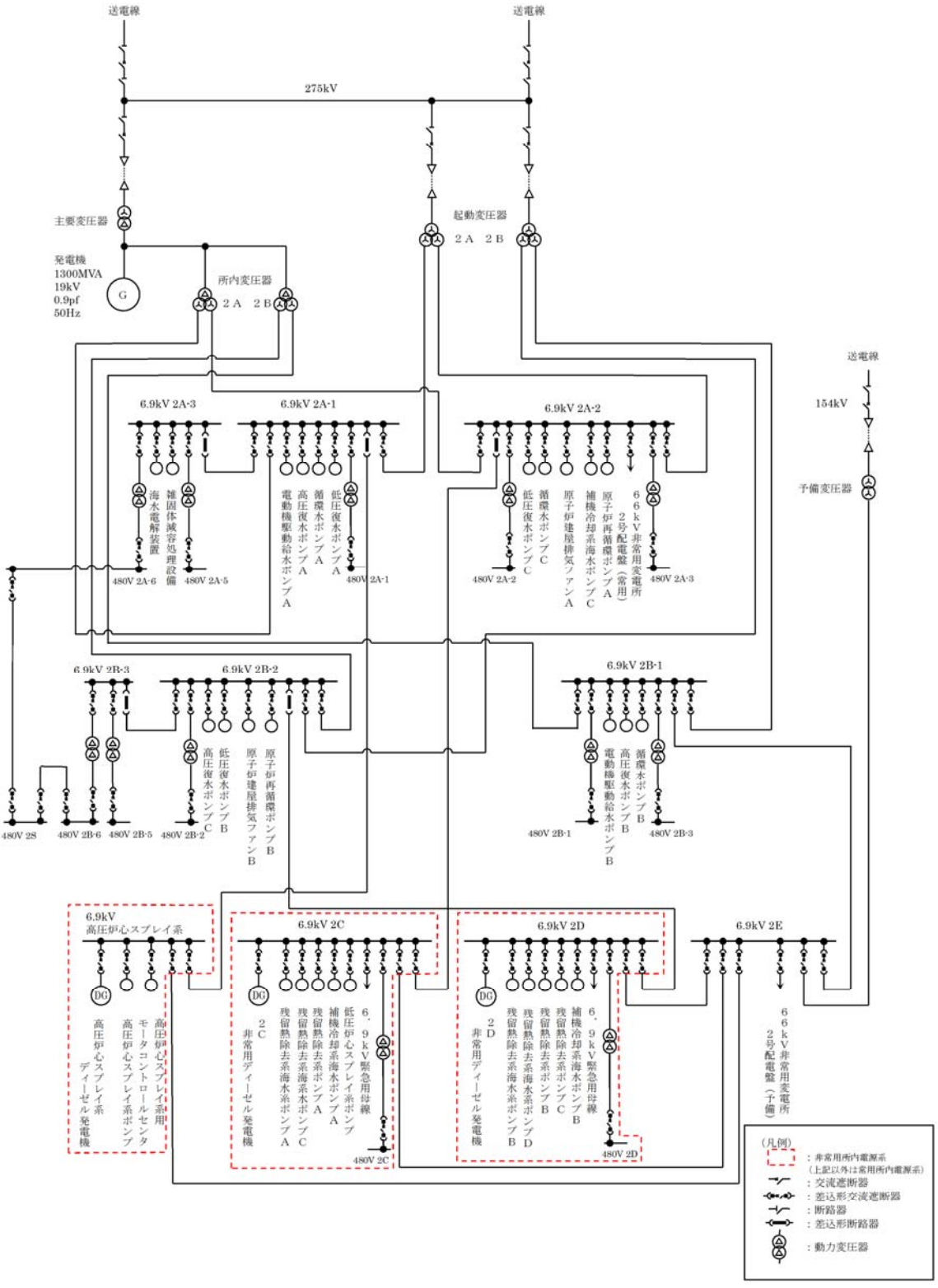
常用低圧母線は，11 母線で構成し，常用高圧母線から動力変圧器を介して受電できる設計とする。

所内機器で 2 台以上設置するものは，単一の所内母線の故障があっても，全部の機器電源が喪失しないよう各母線に分割接続し，所内電力供給の安定を図る。所内電源単線結線図を，第 2.1.1－2 図に示す。

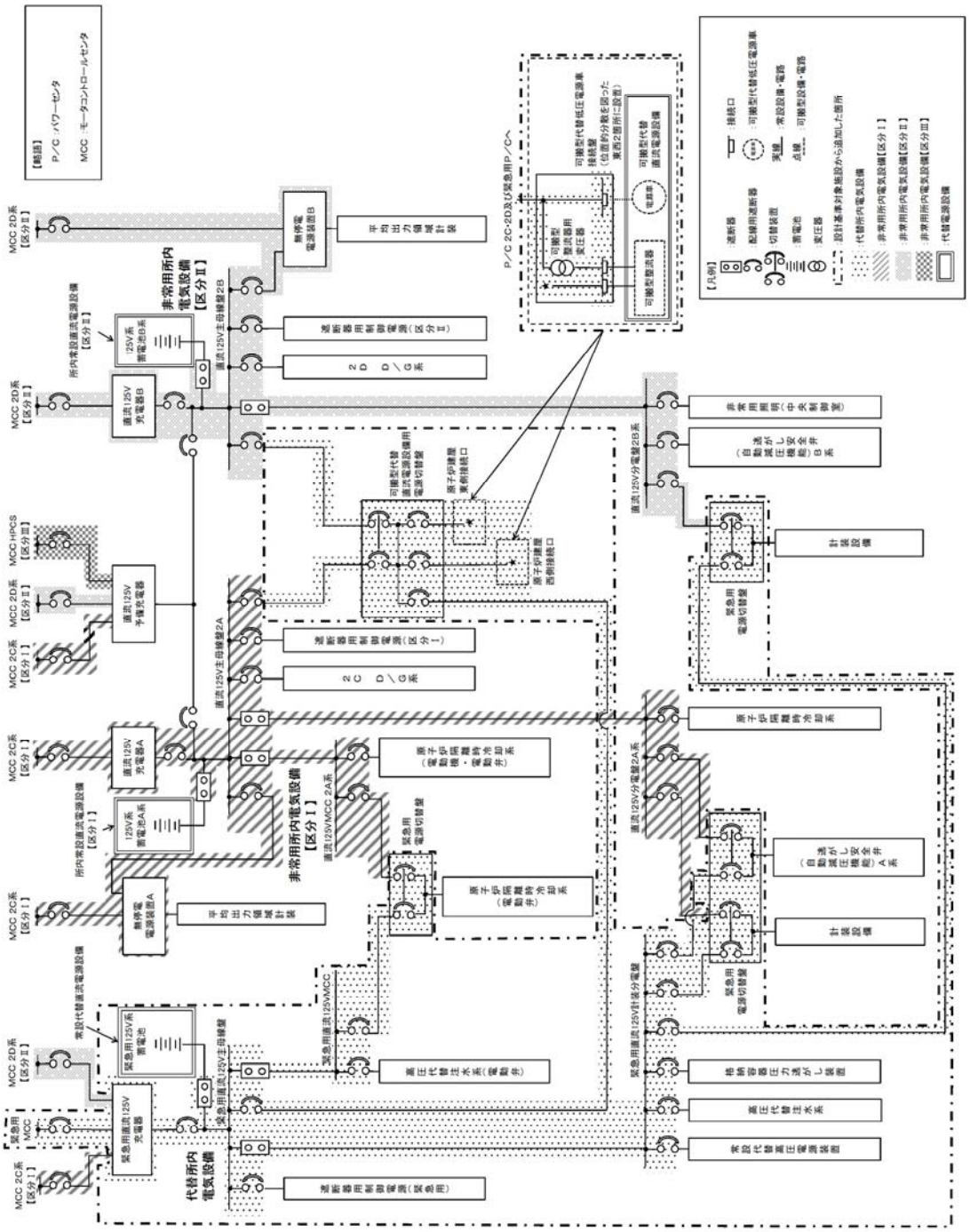
また，直流電源設備は，常用所内電源として 250V 母線 1 系統から構成する。直流電源単線結線図を，第 2.1.1－3 図に示す。

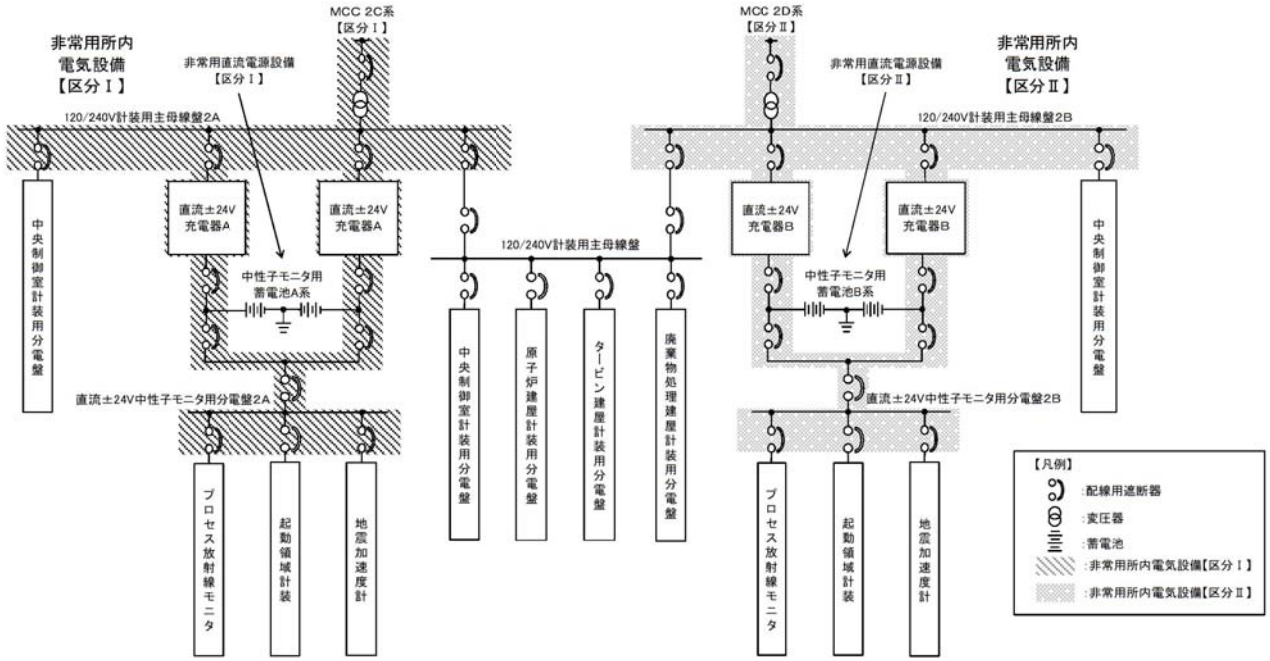


第 2.1.1－1 図　送電系統図

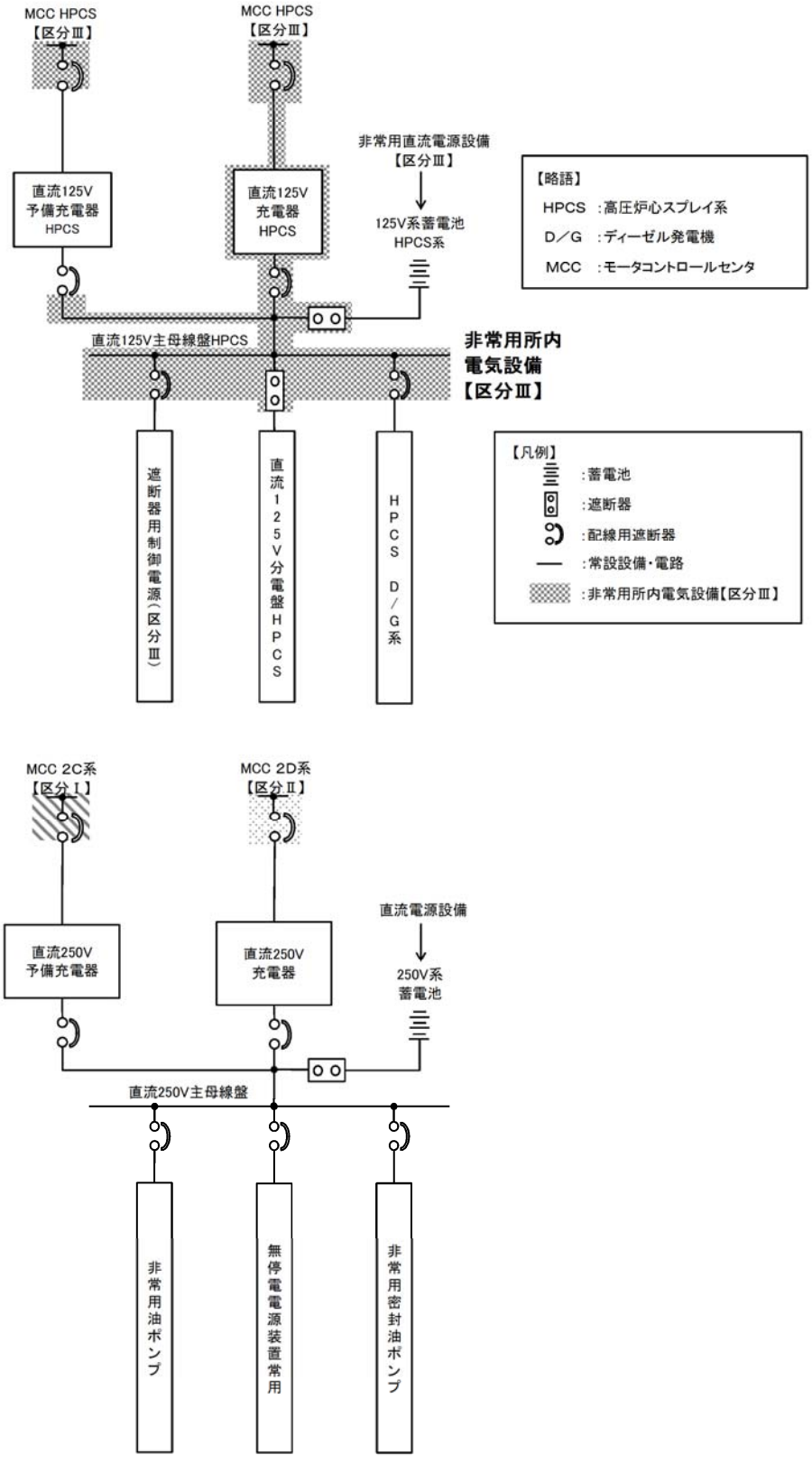


第 2.1.1－2 図　所内電源単線結線図


【略語】
P／C：パワーセンタ
MCC：モータコントロールセンタ
【凡例】
遮断器
配線用遮断器
切替装置
蓄電池
変圧器
接続口
：可搬型代替低圧電源車
：常設設備・電路
：可搬型設備・電路
設計基準対象施設から追加した箇所
代替所内電気設備
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
非常用所内電気設備【区分Ⅲ】
代替電源設備
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
代替所内電気設備
常設代替直流電源設備【区分Ⅰ】
所内常設直流電源設備【区分Ⅰ】
所内常設直流電源設備【区分Ⅱ】
緊急用直流125V充電器
緊急用125V系蓄電池
緊急用直流125V MCC
緊急用直流125V主母線盤
緊急用MCC
緊急用直流125V分電盤
緊急用電源切替盤
直流125V充電器A
125V系蓄電池A系
直流125V MCC 2A系
直流125V主母線盤2A
直流125V分電盤2A系
直流125V充電器B
125V系蓄電池B系
直流125V MCC 2B系
直流125V主母線盤2B
直流125V予備充電器
無停電電源装置A
無停電電源装置B
手動出力保護計装
原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋付属棟
可搬型代替直流電源切替盤
可搬型代替直流電源接続口
原子炉建屋内緊急時対策所
可搬型代替低圧電源車接続盤
（位置的分散を図った東西2箇所に設置）
可搬型代替直流電源設備
可搬型整流器
可搬型直流用変圧器
P／C 2C-2D及び緊急用P／Cへ
MCC 2D系【区分Ⅱ】
MCC 2C系【区分Ⅰ】
MCC HPCS【区分Ⅲ】
2C／D系
2D／G系
2C／G系
2C／D／G系
125V系蓄電池HPCS系
緊急用MCC
緊急用125V系蓄電池
緊急用直流125V充電器
緊急用直流125V MCC
緊急用直流125V主母線盤
緊急用直流125V分電盤
緊急用電源切替盤
常設代替直流電源設備
所内常設直流電源設備【区分Ⅰ】
所内常設直流電源設備【区分Ⅱ】
125V系蓄電池B系
125V系蓄電池A系
直流125V充電器B
直流125V充電器A
直流125V予備充電器
直流125V主母線盤2B
直流125V主母線盤2A
直流125V分電盤2B系
直流125V分電盤2A系
直流125V MCC 2B系
直流125V MCC 2A系
緊急用MCC
緊急用直流125V充電器
緊急用125V系蓄電池
緊急用直流125V主母線盤
緊急用直流125V MCC
緊急用直流125V分電盤
緊急用電源切替盤
常設代替直流電源設備
所内常設直流電源設備【区分Ⅰ】
所内常設直流電源設備【区分Ⅱ】
125V系蓄電池B系
125V系蓄電池A系
直流125V充電器B
直流125V充電器A
直流125V予備充電器
無停電電源装置B
無停電電源装置A
手動出力保護計装
原子炉建屋原子炉棟
原子炉建屋付属棟
可搬型代替直流電源切替盤
可搬型代替直流電源接続口
原子炉建屋内緊急時対策所
可搬型代替低圧電源車接続盤
（位置的分散を図った東西2箇所に設置）
可搬型代替直流電源設備
可搬型整流器
可搬型直流用変圧器
P／C 2C-2D及び緊急用P／Cへ
MCC 2D系【区分Ⅱ】
MCC 2C系【区分Ⅰ】
MCC HPCS【区分Ⅲ】
2C／D系
2D／G系
2C／G系
2C／D／G系
125V系蓄電池HPCS系
緊急用MCC
緊急用125V系蓄電池
緊急用直流125V充電器
緊急用直流125V MCC
緊急用直流125V主母線盤



第 2.1.1－3 図　直流電源単線結線図（2／3）



第 2.1.1－3 図　直流電源単線結線図（3／3）

2.1.2　非常用電源設備の概要

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系する設計とする。

非常用高圧母線は 3 母線で構成し，常用母線及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用低圧母線は，2 母線で構成し，非常用高圧母線から動力変圧器を介して受電する。所内電源単線結線図を，第 2.1.1－2 図に示す。

所内機器は，工学的安全施設に関係する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関係する機器は非常用母線に，その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

安全保護系及び工学的安全施設に関係する機器は，単一の非常用母線の故障があっても，他の系統に波及して多重性を損なうことがないよう系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

3 台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）は，275kV 東海原子力線が停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し，1 台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき，あるいは，原子炉冷却材喪失時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また，発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し，安定した交流電源を必要とするものに対しては，無停電電源装置を設置する。直流電源設備は，非常用電源設備として 125V 母線 3 系統（高圧炉心スプレ

イ系１系統を含む）（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び±24V 母線 2 系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。直流電源単線結線図を，第 2.1.1－3 図に示す。

外部電源系，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の定電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源系からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

2.2　保安電源の信頼性

2.2.1　発電所構内における電気系統の信頼性

2.2.1.1　安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止

(1)　安全施設の保護装置について

発電機，外部電源系，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，安全施設への電力の供給が停止することのないように，保護継電装置により検知できる設計としており，検知した場合には，異常の拡大防止のため，保護継電装置からの信号により，遮断器等により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化し，他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

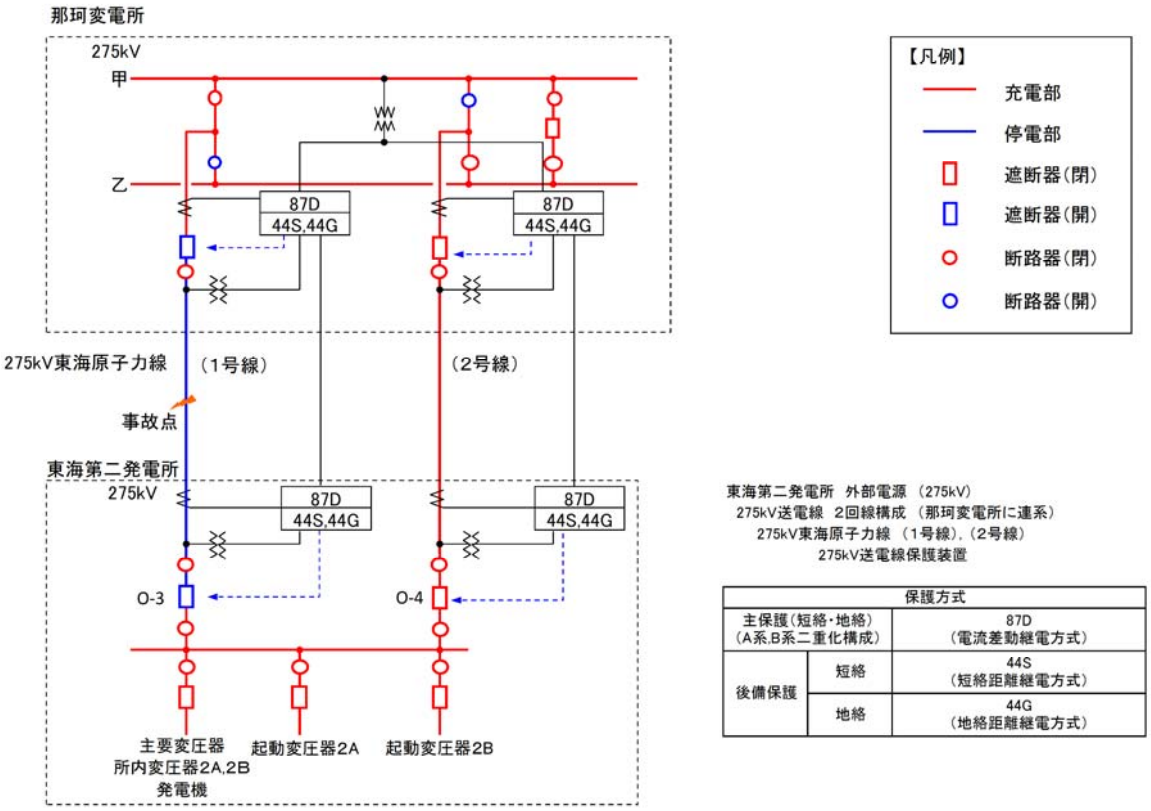
なお，東海第二発電所内では，吊り下げ設置型高圧遮断器については，使用していない。(別紙2参照)

ａ．送電線保護装置

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力１号線には，それぞれ保護装置を設置している。

送電線の短絡若しくは地絡を検出した場合，当該送電線が連系される遮断器を開放し，故障区間を速やかに分離し，残りの健全回線の電力供給を維持する。

送電線保護装置（275kV 東海原子力線（1 号線）故障時）を，第 2.2.1.1－1 図に，送電線保護装置（154kV 村松線・原子力 1 号線故障時）を，第 2.2.1.1－2 図に示す。



保護方式		
主保護(短絡・地絡) (A系,B系二重化構成)		87D (電流差動継電方式)
後備保護	短絡	44S (短絡距離継電方式)
	地絡	44G (地絡距離継電方式)

第 2.2.1.1－1 図　送電線保護装置（275kV 東海原子力線（1 号線）故障時）

保護方式		
主保護	短絡	44S (短絡距離継電方式)
	地絡	67G (地絡方向継電方式)
後備保護	短絡	44S (短絡距離継電方式)
	地絡	64B (地絡過電圧継電方式)

保護方式		
線路保護	短絡	67S (短絡方向継電方式)
	地絡	64M (地絡過電圧継電方式)
構内保護	短絡	51(過電流継電方式) 51H(過電流継電方式)
	地絡	51G (地絡過電流継電方式)

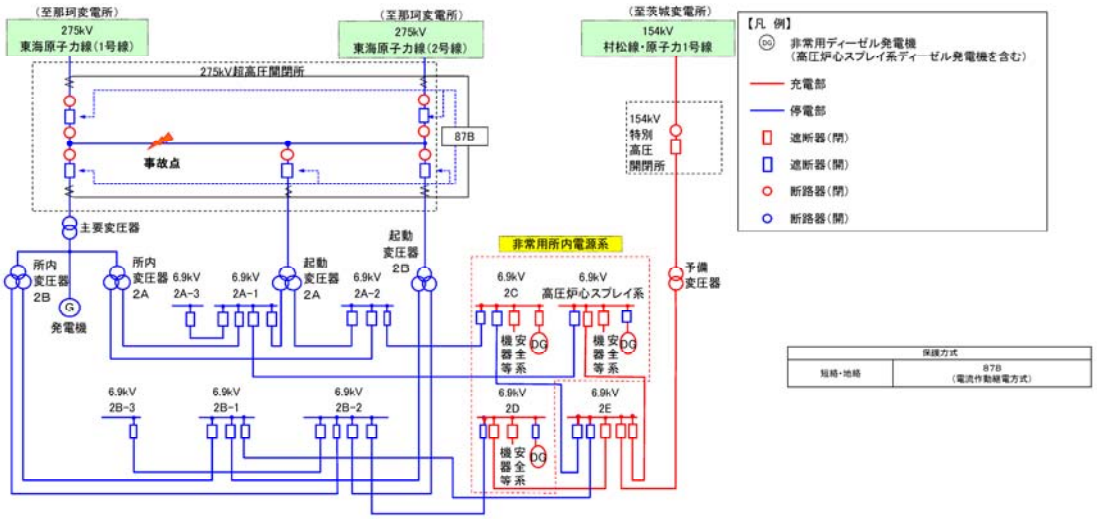
第 2.2.1.1－2 図　送電線保護装置（154kV 村松線・原子力 1 号線故障時）

b．275kV 母線保護装置

東海第二発電所 275kV 超高圧開閉所は，1 母線で構成されており，保護装置を設置する。

母線の短絡若しくは地絡を検出した場合，当該母線が連系される遮断器を開放し，故障区間を速やかに分離し，残りの健全側母線の電力供給を維持する。

東海第二発電所が接続する母線保護装置（275kV 東海原子力線が接続する母線故障時）を，第 2.2.1.1－3 図に示す。

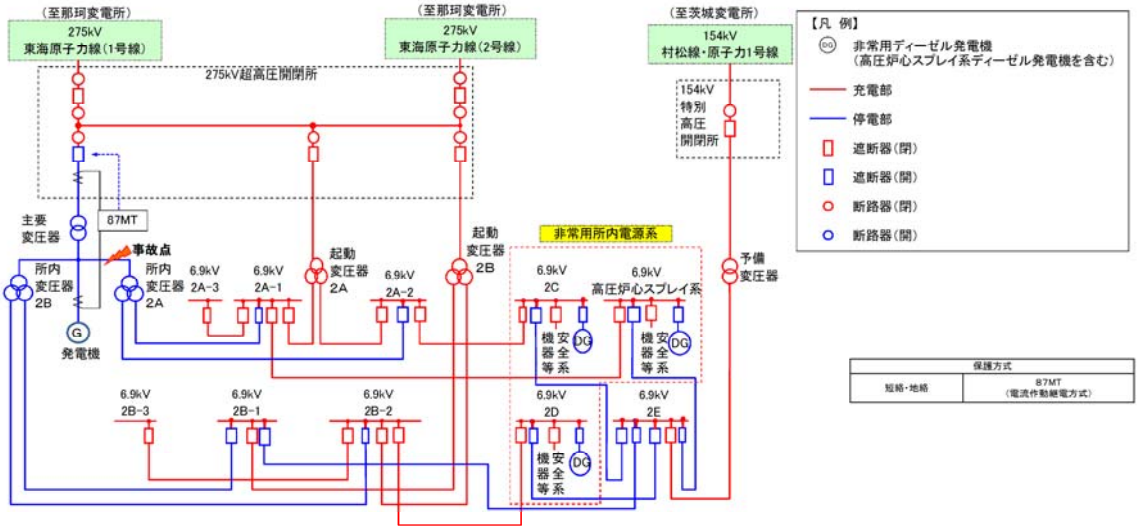


第 2.2.1.1－3 図　母線保護装置（275kV 東海原子力線が接続する母線故障時）

c．主要変圧器保護装置

主要変圧器の保護装置を，第 2.2.1.1－4 図に示す。

主要変圧器の短絡若しくは地絡を検出した場合，当該変圧器が連系される遮断器を開放し，故障変圧器を速やかに分離するとともに，他の安全施設への影響を限定できる構成とする。



第 2.2.1.1－4 図　主要変圧器保護装置

d．その他設備に対する保護装置

ファンやポンプ等の補機については過負荷保護継電器及び過電流保護継電器を設置する。

過負荷継電器及び過電流継電器にて過電流を検知した場合，警報を発生させることや補機を停止させることにより，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(2)　1相開放故障への対策について

外部電源系に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては，安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し，保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって，安全施設への電力の供給が停止することがないように，電力供給の安定性を回復できる設計とする。

ａ．米国バイロン２号炉の事象の概要と問題点

(a)　事象の概要

2012年1月30日，米国バイロン２号炉において定格出力運転中，以下の事象が発生した。

① 起動用変圧器の故障（架線の碍子の破損）により，3相交流電源の1相が開放故障した状態が発生した。米国バイロン２号炉の1相開放故障の概要を，第2.2.1.1－5図に示す。

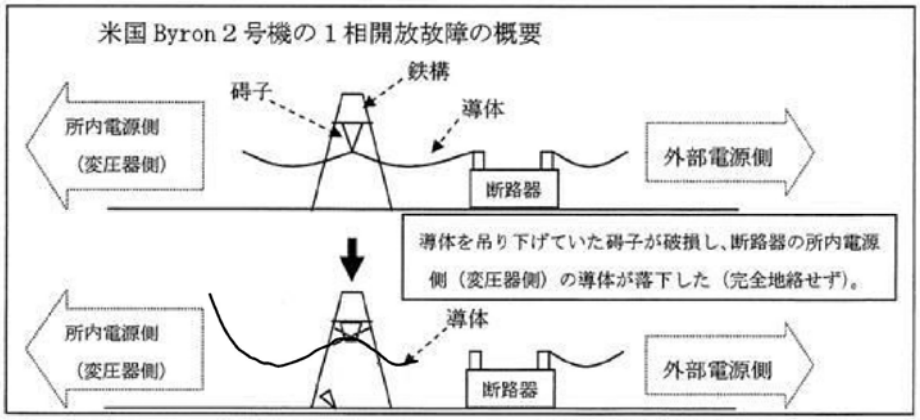
② このため，起動用変圧器から受電していた常用母線の電圧の低下により，一次冷却材ポンプがトリップし，発電用原子炉がトリップした。

③ トリップ後の所内切替により，非常用母線の接続が起動用変圧器側に切り替わった。

④ 非常用母線の電圧を監視している保護継電器のうち，1相分の保護継電器しか動作しなかったため，非常用母線の外部電源への接続が維持され，非常用母線各相の電圧が不平衡となった。

⑤ 原子炉トリップ後に起動した安全系補機類が，非常用母線の電圧不平衡のために過電流によりトリップした。

⑥ 運転員が 1 相開放故障状態に気付き，外部電源の遮断器を手動で動作させることにより，外部電源系から非常用母線が開放され，非常用ディーゼル発電機が自動起動し，電源を回復した。



第 2.2.1.1－5 図　米国バイロン 2 号炉の 1 相開放故障の概要

(b)　問　題　点

当該事象に対し，「変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく，非常用母線への給電が維持された。」ことが問題点である。

b．非常用高圧母線への電力供給について

東海第二発電所は，275kV 送電線 1 ルート 2 回線及び 154kV 送電線 1 ルート 1 回線で電力系統に連系している。

非常用高圧母線は，以下の方法にて受電可能である。

① 通常運転時，発電機の発生電力を 2 台の所内変圧器にて 6.9kV に降圧し，常用高圧母線経由で受電する。

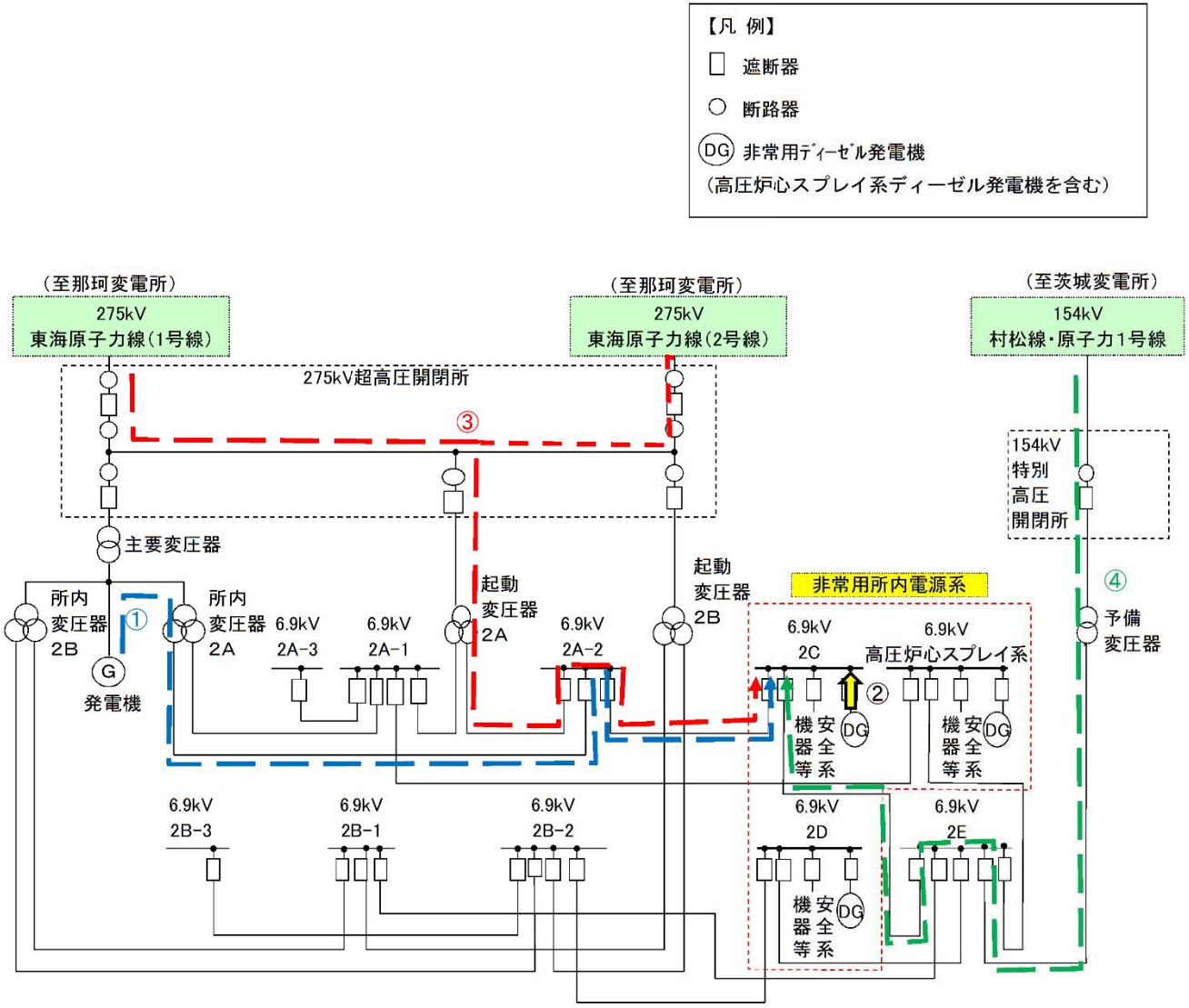
② 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から受電する。

③　発電用原子炉停止時及び発電用原子炉起動・停止操作時は，275kV 超高圧開閉所内にある 275kV ガス絶縁開閉装置（以下「GIS」という。）を介し，2 台の起動変圧器にて 6.9kV に降圧し，常用高圧母線経由で受電する。

④　275kV 東海原子力線，275kV GIS 若しくは起動変圧器が使用できない場合，154kV 特別高圧開閉所内にある予備変圧器にて 6.9kV に降圧し，常用高圧母線経由で受電する。

非常用高圧母線への電力の供給を，第 2.2.1.1－6 図に示す。

外部電源に直接接続している受電用変圧器は，起動変圧器及び予備変圧器であるが，通常運転時に非常用母線に電力の供給を行っていないことから，変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることがないとしても，直ちに発電用原子炉の安全を脅かすものではないが，起動過程又は停止中に当該変圧器を使用している場合には，変圧器一次側で 1 相開放故障が発生したことを速やかに検知し，故障箇所を隔離することが重要となる。



第 2.2.1.1－6 図　非常用高圧母線への電力の供給

また，③の経路で受電する場合，通常は 275kV 送電線から東海第二発電所の非常用高圧母線まで第 2.2.1.1－6 図の経路で電力の供給を行っているため，以下のとおり，変圧器一次側において 1 相開放故障が発生しても非常用高圧母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能な構成とする。

・275kV 東海原子力線から受けた 2 回線の電源は 275kV 超高圧開閉所にて連系しているため，275kV 東海原子力線 1 回線にて 1 相開放故障が発生しても非常用高圧母線の電圧に変化が生じない。

・非常用高圧母線（6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D）は異なる起動変圧器より受電し多重性を確保しているため，1 台の起動変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生しても，残りの 1 台の起動変圧器から受電することにより，1 回線以上の非常用高圧母線は健全な電源より受電可能である。

したがって，変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく，非常用母線への給電が維持されたとしても，非常用高圧母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能であることから，直ちに原子炉安全を脅かすものではないが，別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し，故障箇所を隔離することが重要となる。

なお，154kV 村松線・東海原子力 1 号線から予備変圧器までは，通常負荷へ給電していないことから，予備変圧器の一次側に 1 相開放故障が発生した場合でも，直ちに原子炉安全を脅かすものではないが，この場合も別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに検知し，故障箇所を隔離することが重要となる。

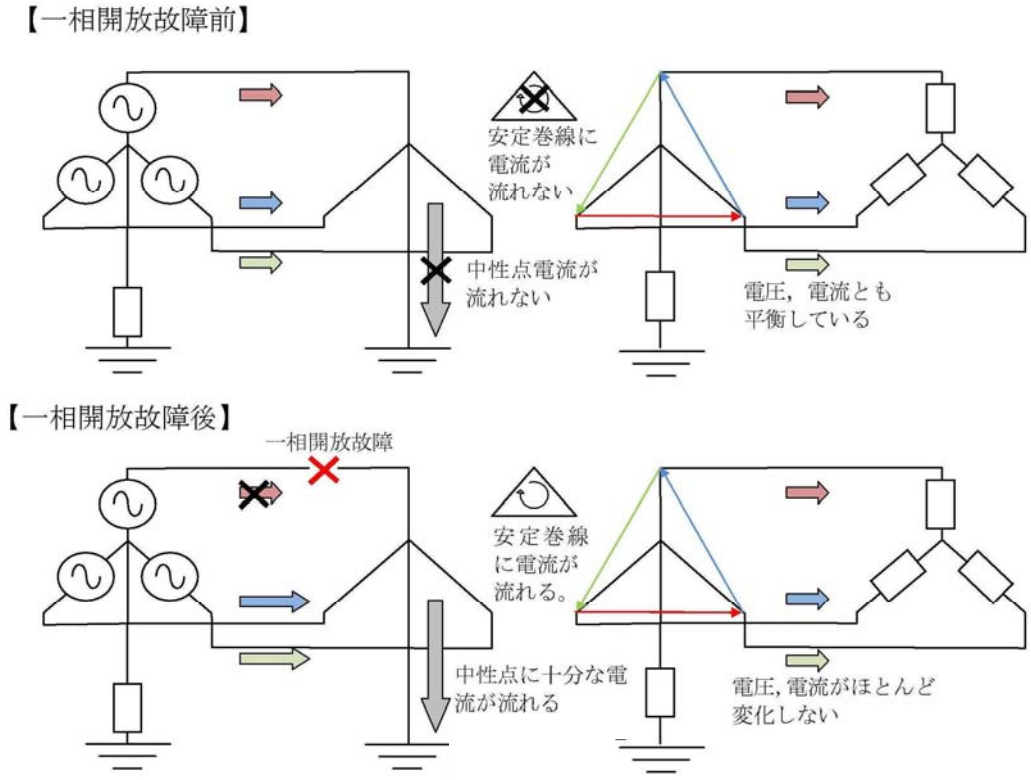
c．1 相開放故障の検知性について

(a) 変圧器一次側に1相開放故障が発生した場合に電圧が低下しない事象の概要

米国バイロン２号炉の事象のように変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した場合に，所内電源系の 3 相の各相には，低電圧を検知する交流不足電圧継電器（27）が設置されていることから，交流不足電圧継電器（27）の検知電圧がある程度（約 30%以上）低下すれば，当該の保護継電器が動作し警報が発報することにより 1 相開放故障を含めた電源系の異常を検知することが可能である。

一方，変圧器負荷が非常に少ない場合や，変圧器にΔ結線の安定巻線を含む場合などにおいては，所内電源系側の交流不足電圧継電器（27）の検知電圧が動作範囲まで低下せず，1 相開放故障が検知できない可能性がある（3 相交流では，変圧器一次側における 1 相のみが開放故障となっても変圧器鉄心に磁束の励磁が持続され，変圧器二次側（所内電源系側）において 3 相ともほぼ正常に電圧が維持されてしまう場合がある)。

変圧器一次側における 1 相開放故障による電圧維持（イメージ）を，第 2.2.1.1－7 図に示す。



第 2.2.1.1－7 図　変圧器一次側における 1 相開放故障による

電圧維持（イメージ）

(b)　外部電源に接続している変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の対応について

外部電源に接続している変圧器一次側の接続部位で，275kV 送電線側及び 154kV 送電線側については，接地された筐体内等に配線された構造箇所を有している。（第 2.2.1.1－8 図，第 2.2.1.1－9 図参照）

筐体内等の導体においては，断線による 1 相開放故障が発生したとしても，接地された筐体等を通じ完全地絡となることで，電流差動継電器（87）等による検知が可能である。

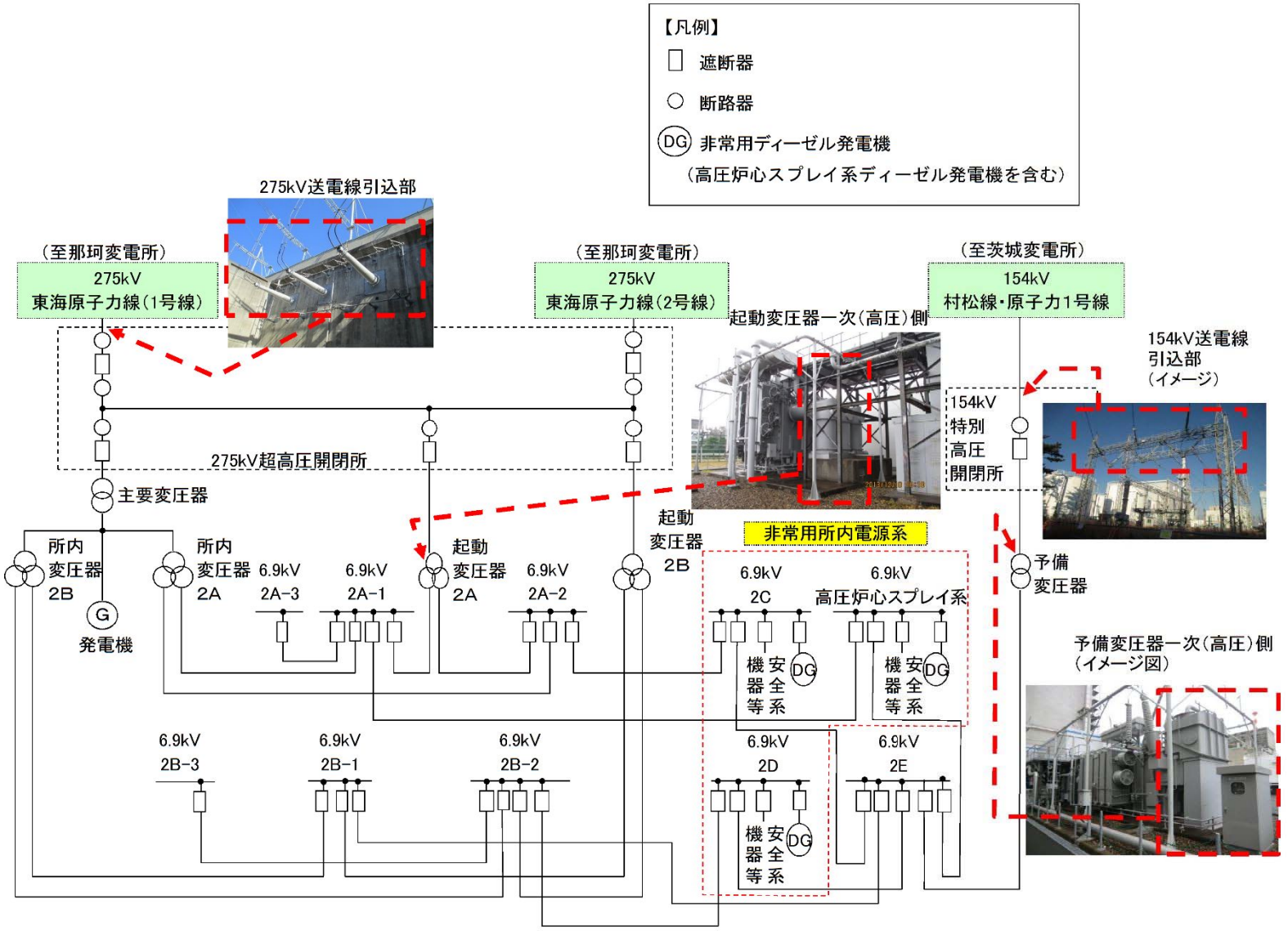
電流差動継電器（87）等が動作することにより，1 相開放故障が発生した部位が自動で隔離されるとともに，非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって，変圧器一次側の 3 相のうち 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく，1 相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持されることはない。（別紙 3）

自動で検知されない可能性のある気中に露出した架線接続部は，275kV 送電線の引込部及び 154kV 送電線の引込部が該当する。変圧器一次側の接続部位を第 2.2.1.1－9 図に示す。当該部は，毎日実施する「巡視点検」にて電路の健全性を確認することにより，1 相開放故障を目視にて検知することが可能である。

巡視点検要領に定められた巡視確認項目を第 2.2.1.1－10 表に示す。

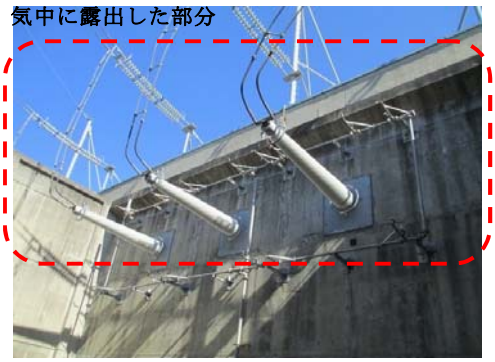
目視にて検知したのちは，健全な送電線側への受電切替を実施する。また，点検等により健全な送電線への受電切替が実施できない場合は，給電中の 1 相開放故障が発生した送電線を手動にて切り離すことにより，非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し非常用高圧母線に給電される。したがって，変圧器一

次側の3相のうち1相開放故障が発生した状態が検知されることなく，1相開放故障が発生した変圧器を経由した非常用母線への給電が維持されることはない。

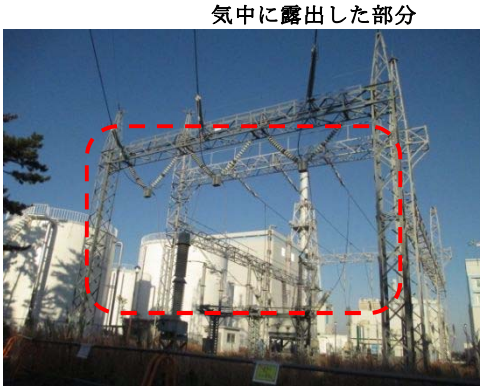


第 2.2.1.1－8 図　変圧器一次側の接続部位について

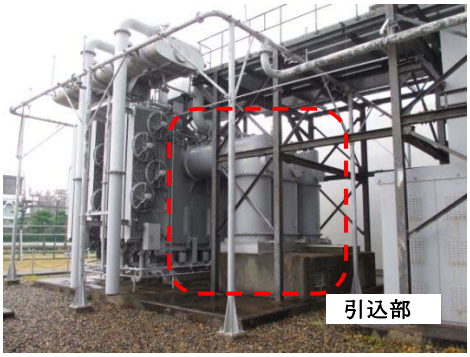
ⅰ） 275kV 送電線引込部



ⅱ）154kV 送電線引込部（イメージ図）



ⅲ）起動変圧器（露出部無）



ⅳ）予備変圧器（露出部無）（イメージ図）

第 2.2.1.1－9 図　変圧器一次側接続部位について

第 2.2.1.1－10 表　巡視確認項目

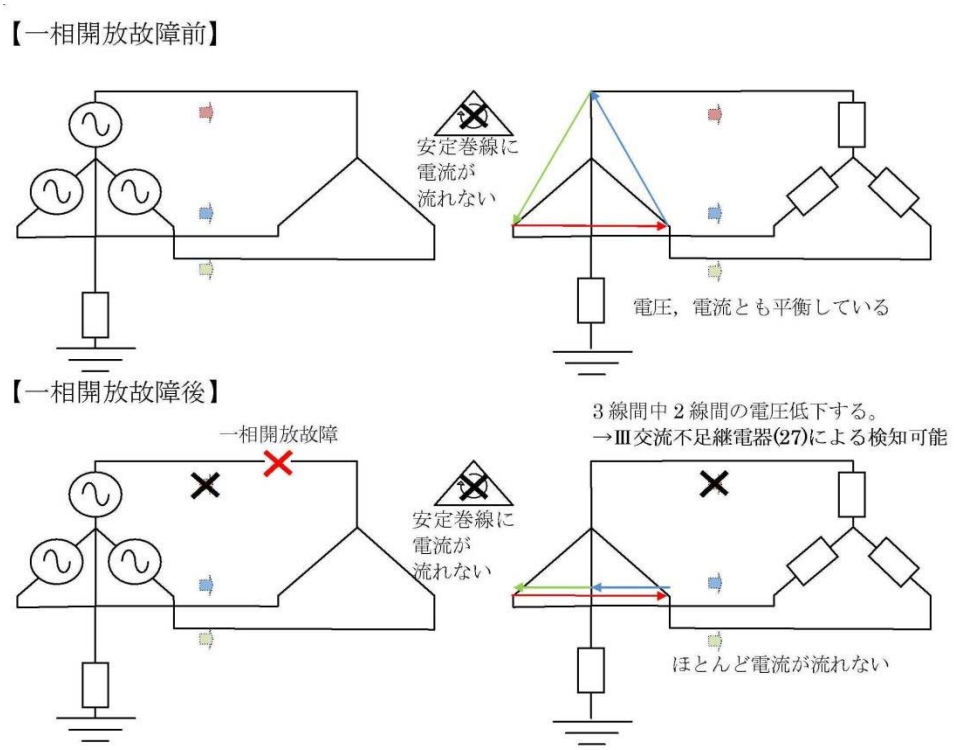
巡視機器	巡視確認項目	点検頻度
275kV 超高圧開閉所 154kV 特別高圧開閉所	1. 外観上から判断できる範囲での損傷，漏えい，異常な振動等，不具合の有無 2. 異音，異臭の有無 3. 火災発生の有無	1 回／日

(c)　検知性向上対策について

前述の電流差動継電器（87）及び目視の他に，変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した場合以下の事象が発生する。

・高圧母線の電圧が低下する。（交流不足継電器(27)による検知）

したがって，上記事象 I を検知することにより，変圧器一次側に 1 相開放故障が発生した場合の検知性向上の対策を実施する。



第 2.2.1.1－11 図　交流不足継電器（27）による検知（イメージ）

（予備変圧器）

上記事象は，変圧器の一次側において 1 相開放故障が発生した条件により検知できる保護継電器が異なる。1 相開放故障の発生条件に応じた保護継電器による検知方法を第 2.2.1.1－12 表に示す。

第 2.2.1.1－12 表　検知性向上対策

1 相開放故障の発生条件		検知可否※1	保護継電器	検知後の対処
発生場所	変圧器の状態			
起動変圧器	重負荷	×	―	―※2
	軽負荷			
	無負荷			
予備変圧器	重負荷	○	交流不足電圧継電器(27)	警報発生後，電圧を確認し，手動にて発生箇所を隔離する。
	軽負荷			
	無負荷			

※１　○は検知可能，×は検知できないことを示す。

※２　２回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高圧母線の電圧に変化が起こらない

1 相開放故障の発生箇所ごとに応じた識別方法と対応操作を，第 2.2.1.1－13 表，第 2.2.1.1－14 表に示す。

第 2.2.1.1－13 表　1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作

（275kV 母線から 6.9kV　2C に受電の場合）

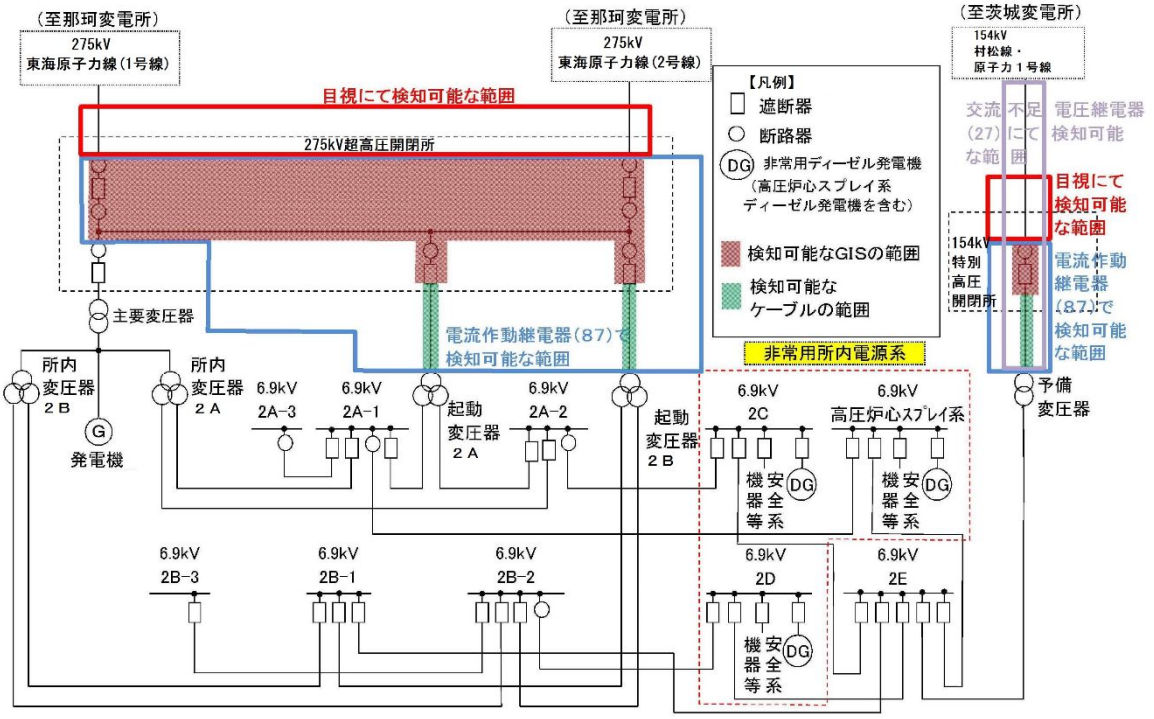
発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別紙 4
275kV 東海 原子力線	目視にて確認	手動	275kV 東海原子力線の残り 1 回線で電力の供給を維持する。 （非常用高圧母線の電圧に変化なし）	4－1
154kV 原子力 1 号線	目視にて確認	手動	非常用高圧母線は予備変圧器から隔離されている。 （非常用高圧母線の電圧に変化なし）	4－2

第 2.2.1.1－14 表　1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作

（154kV 母線から 6.9kV　2C に受電の場合）

発生箇所	識別方法	切り離し操作	対応操作	別紙 4
154kV 村松線・ 原子力 1 号線	交流不足電圧継電器(27)にて検知	自動	非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う。 なお，非常用高圧母線は 1 相開放故障前同様に健全である。	4－3

変圧器の一次側において 1 相開放故障の発生した場合の検知方法及び適用範囲について，第 2.2.1.1－15 図に示す。



第 2.2.1.1－15 図　1 相開放故障が発生した場合の検知方法及び適用範囲について

(d) ま と め

① 275kV 東海原子力線で 1 相開放故障が発生しても 2 回線あることから残りの健全な回線で正常な電力が供給可能であり非常用高圧母線の電圧に変化が起こらないこと。

② 起動変圧器の一次側で 1 相開放故障が発生しても非常用高圧母線（6.9kV 2C 及び 6.9kV 2D）は異なる起動変圧器より受電しているため非常用高圧母線への電力の供給は 1 回線以上確保可能となっている。

上記①，②の様な変圧器一次側において 1 相開放故障が発生した状態が検知されることなく非常用母線への給電が維持されたとしても，非常用高圧母線への電力の供給は可能であることから，直ちに原子炉安全を脅かすものではない。

また，

③154kV 村松線・原子力 1 号線で 1 相開放故障が発生した状況においては保護継電装置にて検知可能であること。

しかし，別の変圧器一次側で 1 相開放故障が発生する前に速やかに故障を検知し，故障箇所を隔離することが重要となる。

1 相開放故障の検知について，気中に露出した架線接続部での不具合については巡視点検により早期発見による検知が可能である。それ以外の箇所については保護継電装置で検知可能であり，故障が発生した状態が検知されずに，非常用母線への給電が維持されることはない。

また，運転員が保護継電装置の動作にて 1 相開放故障発生時の対応を確実にするために，手順書へ内容を反映する。

(3)　電気設備の保護

開閉所（母線等），変圧器，その他の関連する電気系統の機器の故障により発生する短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，保護継電装置により検知できる設計としており，検知した場合には，保護継電装置からの信号で，遮断器等により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化し，他の電気系統の安全性への影響を限定できる設計とする。

外部電源系保護継電装置を，第 2.2.1.1－16 表に示す。

第 2.2.1.1－16 表　外部電源系保護継電装置

電気設備	保護継電装置の種類
275kV 東海原子力線	電流差動継電方式（87） 短絡距離継電方式（44S） 地絡距離継電方式（44G）
154kV 村松線・原子力１号線	交流不足電圧継電方式（27） 地絡方向継電方式（67） 周波数継電方式（95） 交流過電圧継電方式（59） 地絡過電圧継電方式（64）
275kV 母線	電流差動継電方式（87）
起動変圧器	電流差動継電方式（87） 交流過電流継電方式（51） 地絡過電流継電方式（51G）
予備変圧器	電流差動継電器（87） 交流過電流継電方式（51） 地絡過電流継電方式（51G）
非常用高圧母線	交流不足電圧継電器（27）
非常用ディーゼル発電機 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機を含む。）	電流差動継電器（87） 交流過電流継電器（51） 逆電力継電器（32）
各負荷（電動機類）	過負荷継電器（49）

※発電機，主要変圧器，所内変圧器については，非常用高圧母線に給電しないため除外した。

2.2.1.2　電気系統の信頼性

重要安全施設に対する電気系統については，系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに，電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって，非常用所内電源系からの受電時等の母線切替操作が容易である設計とする。

(1)　系統分離を考慮した母線構成

275kV 東海原子力線は起動変圧器を介して，また 154kV 村松線・原子力 1 号線は予備変圧器を介して，発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を 3 母線確保することで，多重性を損なうことなく，系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

(2)　電気系統を構成する個々の機器の信頼性

電気系統を構成する送電線（275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線）については，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）又は日本工業規格（ＪＩＳ）等で定められた適切な仕様を選定し，信頼性の高い設計とすることを確認している。また，電気系統を構成する母線，変圧器，非常用所内電源設備，その他関連する機器については，電気学会電気規格調査会にて定められた規格（ＪＥＣ）又は日本工業規格（ＪＩＳ）等で定められた適切な仕様を選定し，信頼性の高い設計とする。

(3)　非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作

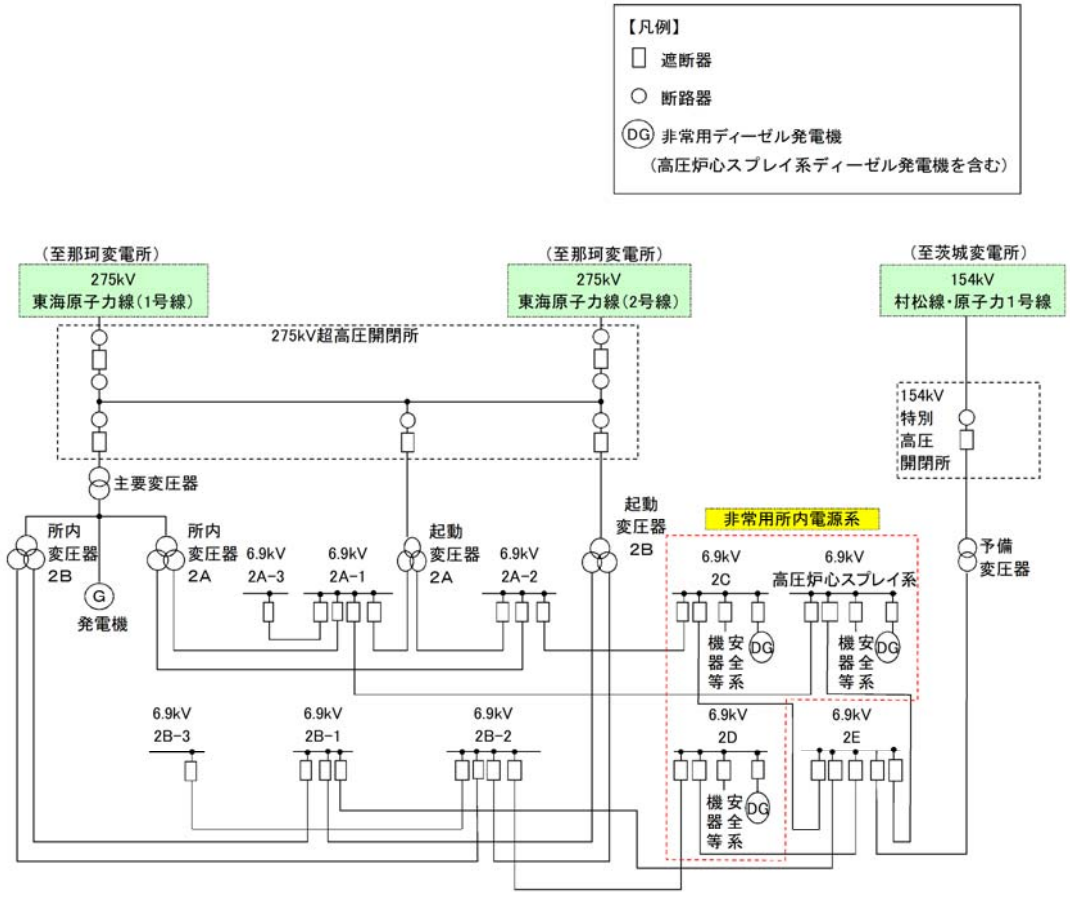
重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器で，その機能を達成するために電力を必要とするものについては，非常用高圧母線からの給電が可能な構成とし，非常用高圧母線は外部電源系又は非常用ディー

ゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる構成とする。

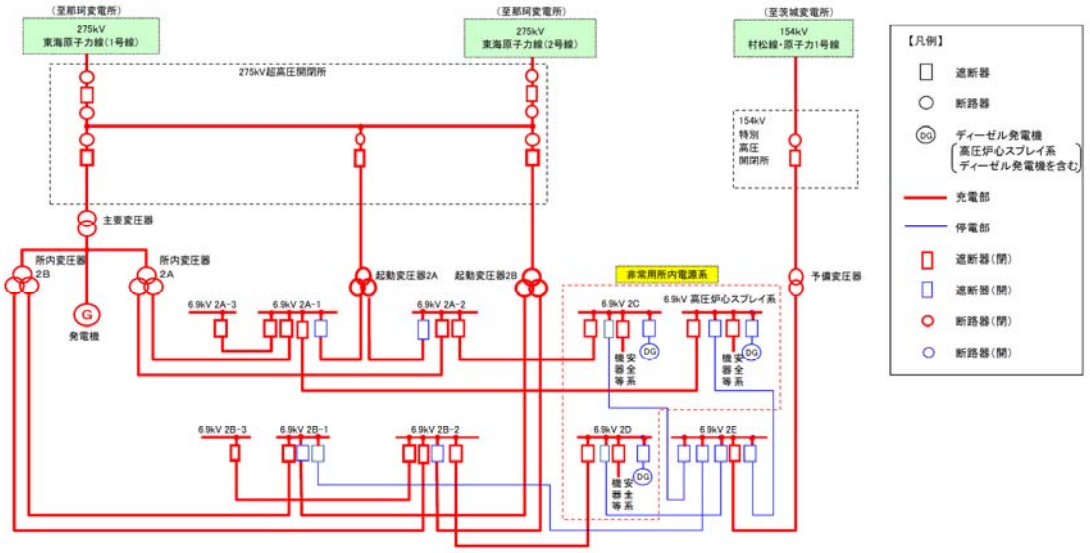
このうち，外部電源系については，送電線に接続する遮断器や断路器等を設置した 275kV 超高圧開閉所機器及び 154kV 特別高圧開閉所機器，各開閉所からの電気を降圧する変圧器から構成される設計とする。

開閉所機器，変圧器，及び所内高圧系統については，送電線や所内電源の切替操作が容易に実施可能なようにスイッチ等を設ける設備構成とする。

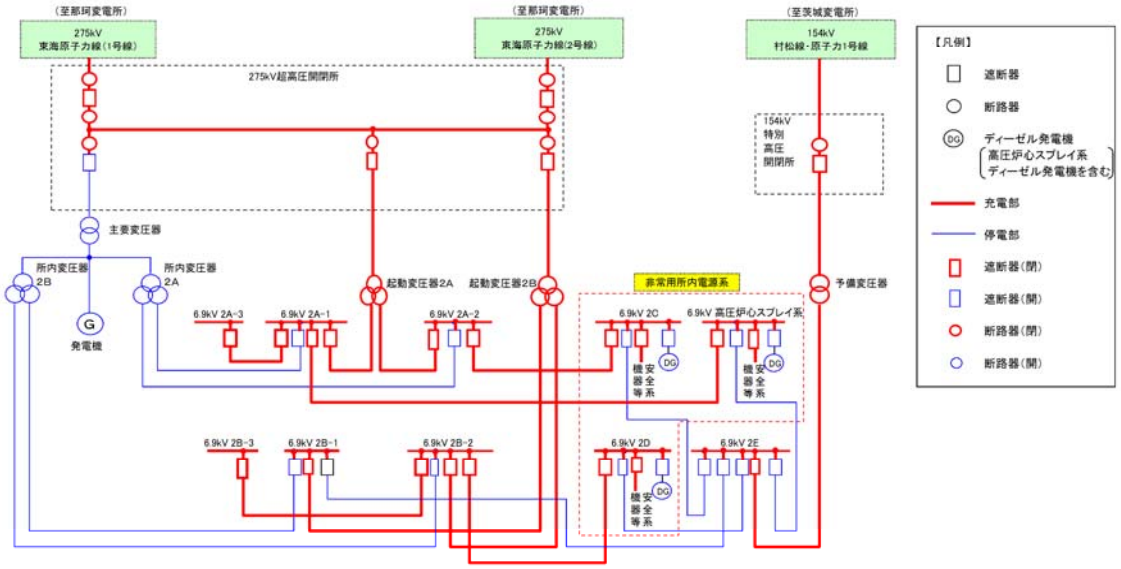
所内単線結線図を第 2.2.1.2－1 図，通常運転時の状態を第 2.2.1.2－2 図，発電用原子炉停止時の状態を第 2.2.1.2－3 図に示す。



第 2.2.1.2－1 図　所内単線結線図



第 2.2.1.2－2 図　通常運転時



第 2.2.1.2－3 図　発電用原子炉停止時

非常用高圧母線は，通常運転時は発電機から所内変圧器及び常用高圧母線を通して受電する。

通常運転時の受電経路は以下のとおり。

・非常用高圧母線（6.9kV 2C）：発電機→所内変圧器２Ａ

→常用高圧母線（6.9kV 2A-2）→非常用高圧母線（6.9kV 2C）

・非常用高圧母線(6.9kV 2D):発電機→所内変圧器２Ｂ
→常用高圧母線(6.9kV 2B-2)→非常用高圧母線(6.9kV 2D)
・非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）：発電機
→所内変圧器２Ａ→常用高圧母線(6.9kV 2A-1)
→非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）

所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には，275kV 東海原子力線から起動変圧器及び常用高圧母線を通して受電するように切り替える。

発電用原子炉停止時の受電経路は以下のとおり。

・非常用高圧母線(6.9kV 2C)： 275kV 東海原子力線
→起動変圧器２Ａ→常用高圧母線(6.9kV 2A-2)
→非常用高圧母線(6.9kV 2C)
・非常用高圧母線(6.9kV 2D)： 275kV 東海原子力線
→起動変圧器２Ｂ→常用高圧母線(6.9kV 2B-2)
→非常用高圧母線(6.9kV 2D)
・非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）：
275kV 東海原子力線→起動変圧器２Ａ
→常用高圧母線(6.9kV 2A-1)
→非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）

非常用高圧母線が 275kV 東海原子力線から受電できなくなった場合，２Ｃ非常用ディーゼル発電機，２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は自動起動する。非常用高圧母線(6.9kV 2C)は，２Ｃ非常用ディーゼル発電機からの給電へ自動切替される。一方，非常用

高圧母線(6.9kV 2D)及び高圧炉心スプレイ系は，154kV 村松線・原子力１号線から予備変圧器及び常用高圧母線(6.9kV 2E)を介しての受電へ自動切替される。

275kV 東海原子力線から受電できなくなった場合の受電経路は以下のとおり。

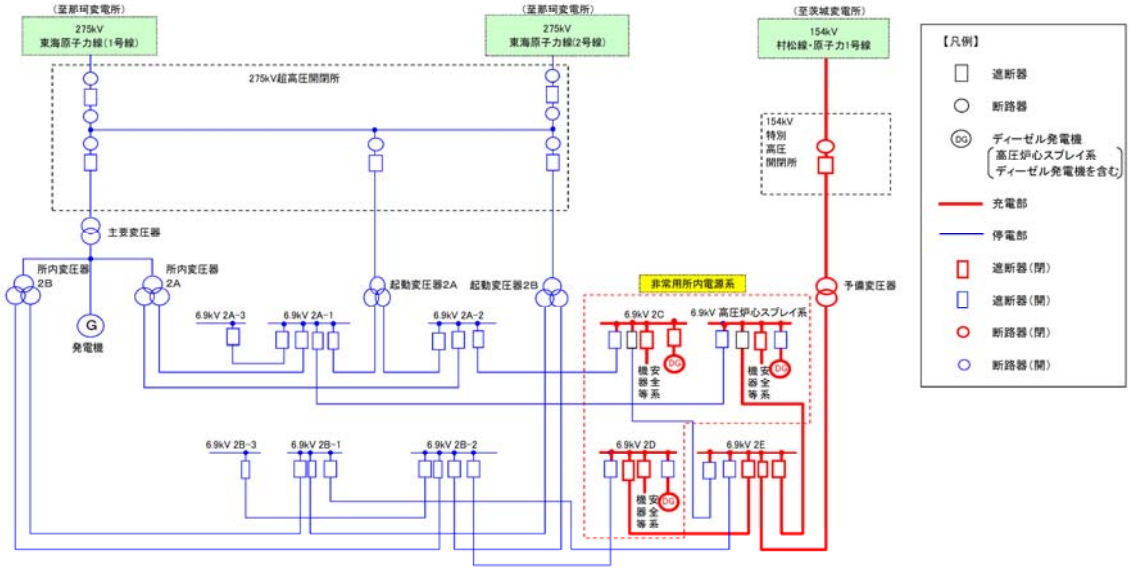
・非常用高圧母線(6.9kV 2C)：２Ｃ非常用ディーゼル発電機
→非常用高圧母線(6.9kV 2C)

・非常用高圧母線(6.9kV 2D)：154kV 村松線・原子力１号線
→予備変圧器→常用高圧母線(6.9kV 2E)
→非常用高圧母線(6.9kV 2D)

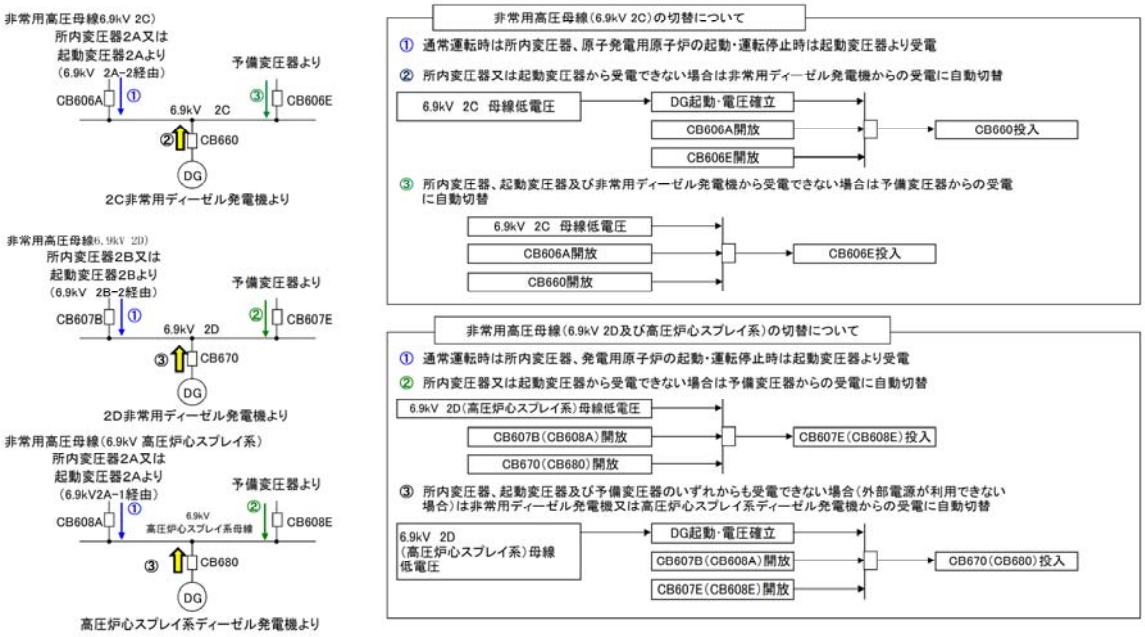
・非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）：
154kV 村松線・原子力１号線
→予備変圧器→常用高圧母線(6.9kV 2E)
→非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）

更に，非常用高圧母線(6.9kV 2D)及び非常用高圧母線（6.9kV 高圧炉心スプレイ系）は 154kV 村松線・原子力１号線からも受電できなくなった場合，２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの給電へ自動切替される。

非常用母線の受電切替を，第 2.2.1.2－4 図及び第 2.2.1.2－5 図に示す。



第 2.2.1.2－4 図　非常用母線の受電切替のイメージ（１／２）



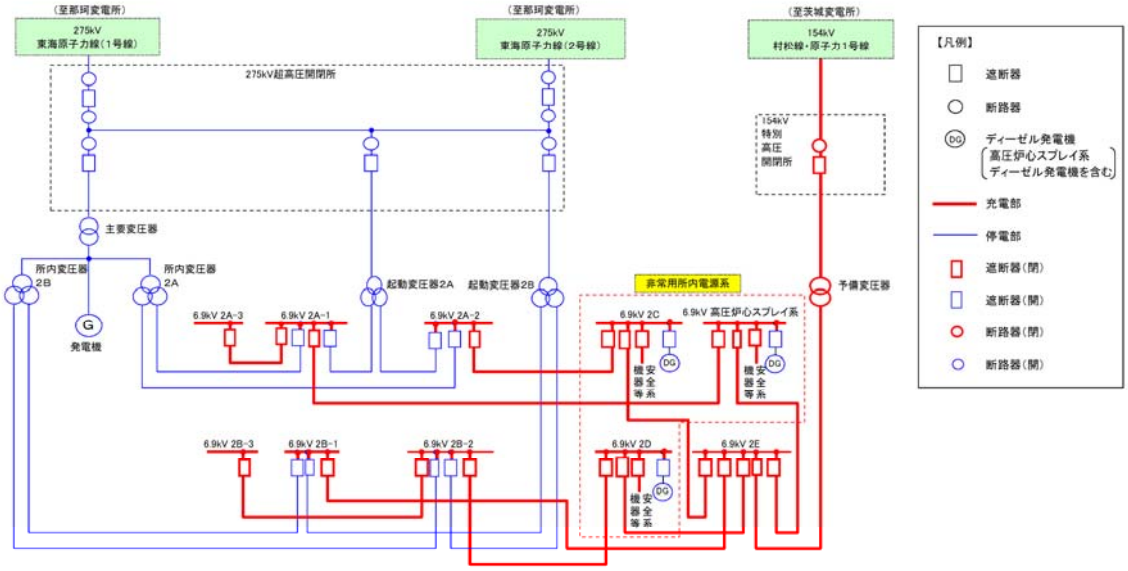
第 2.2.1.2－5 図　非常用母線の受電切替のイメージ（２／２）

また，275kV 東海原子力線から受電している非常用高圧母線について，154kV 村松線・原子力１号線への切替は，手動でも可能である。

予備変圧器を介しての受電のイメージ図を，第 2.2.1.2－6 図に示す。

なお，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中，275kV 送電線又は 154kV 送電線の電圧が回復すれば（受電中であることを含む），非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより，無停電切替（手動）で所内負荷を切り替えることとしている。

これらの送電線は 1 回線で発電用原子炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし，いずれの 2 回線が喪失しても，発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。



第 2.2.1.2－6 図　予備変圧器を介しての受電

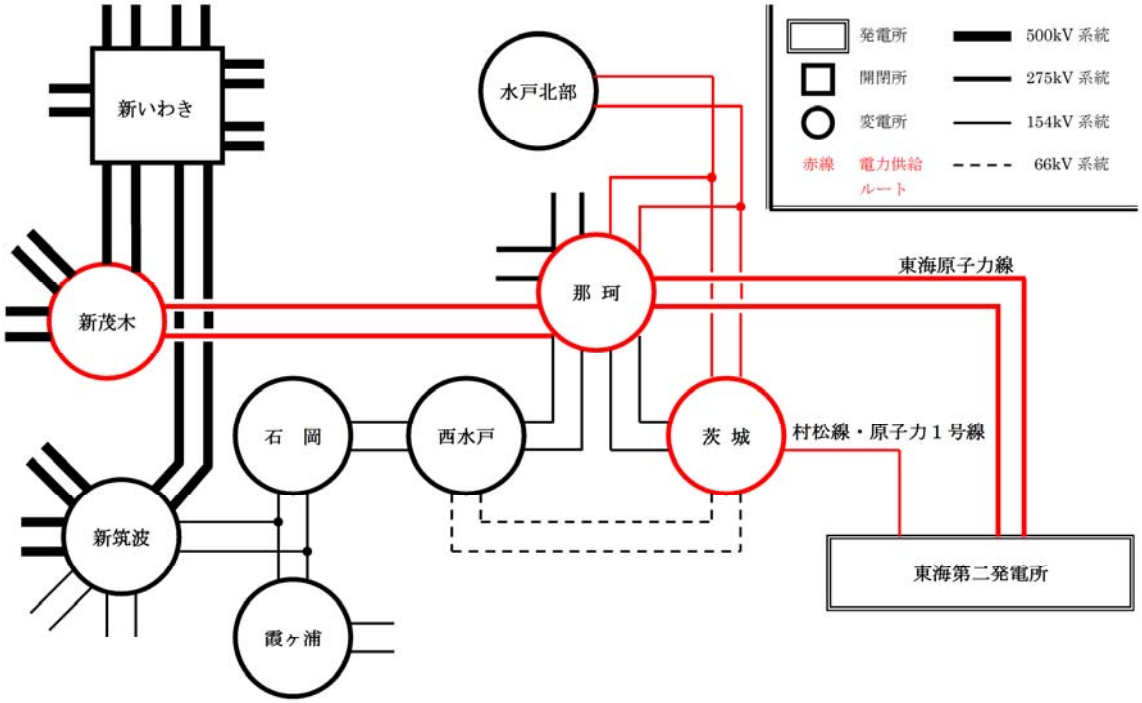
2.2.2　電線路の独立性

2.2.2.1　外部電源受電回路について

東海第二発電所は，275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線の合計 3 回線にて電力系統に連系する。

275kV 東海原子力線 2 回線は，約 17km 離れた那珂変電所に接続し，154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線は，約 9km 離れた茨城変電所に接続する。

外部受電回路の送電系統図を，第 2.2.2.1－1 図に示す。



第 2.2.2.1－1 図　送電系統図

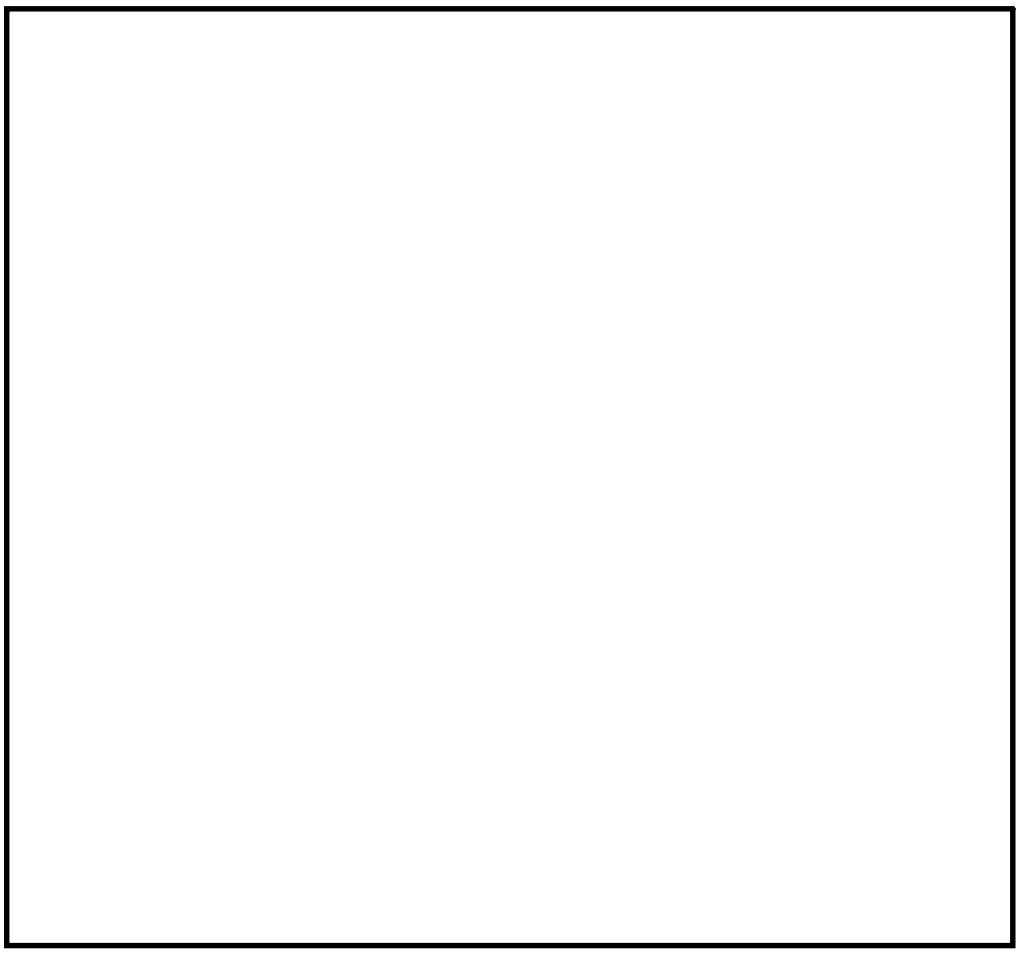
2.2.2.2　複数の変電所との接続について

那珂変電所はその電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系され，茨城変電所はその電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系されることが可能とされており，1 つの変電所が停止することによって，当該原子力施設に接続された送電線が全て停止する事態に至らない設計であることを確認している。

(1)　変電所と活断層等の位置

那珂変電所及び茨城変電所は，その直下に活断層は認められていないことを確認した。変電所と活断層の位置を，第 2.2.2.2－1 図に示す。

那珂変電所及び茨城変電所はそれぞれ独立しており，275kV 送電線 2 回線と 154kV 送電線 1 回線の全 3 回線は共通する断層の上に設置されていない。



第 2.2.2.2－1 図　変電所等と活断層の位置

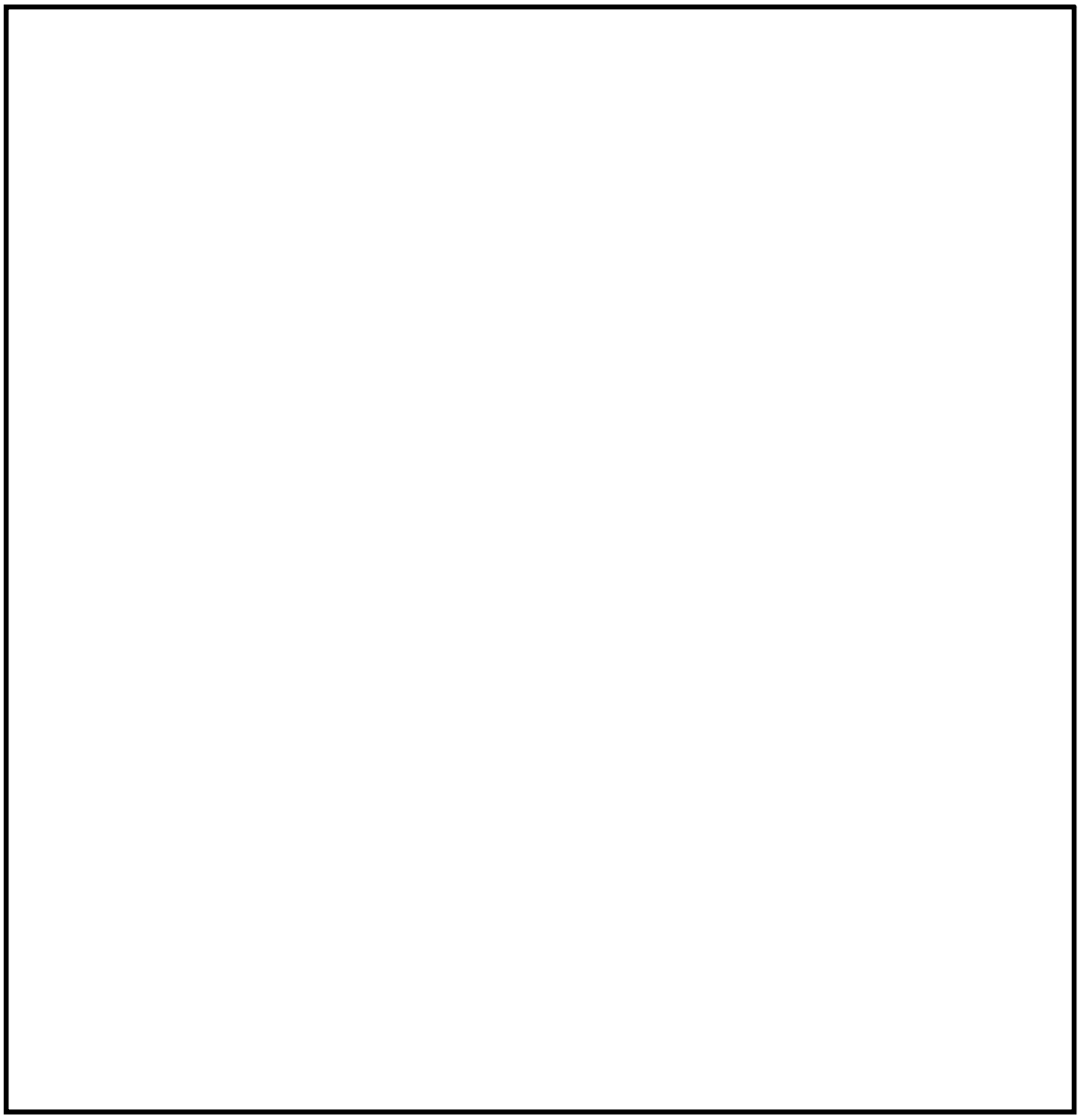
(2)　送変電設備の耐津波性

茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係を第 2.2.2.2－2 図に示す。

津波浸水想定図によれば，275kV 東海原子力線の一部が浸水想定範囲に入っていることにより，使用不能となる可能性があるが，154kV 村松線・原子力 1 号線を使用して東海第二原子力発電所への給電が可能であるため

問題はない。

また，送電線の接続先となる那珂変電所（約 T.P.＋60m）及び茨城変電所（約 T.P.＋35m）は内陸部に位置しており，津波による影響を受けることはない。



第 2.2.2.2－2 図　茨城県の津波浸水想定と送電線の位置関係

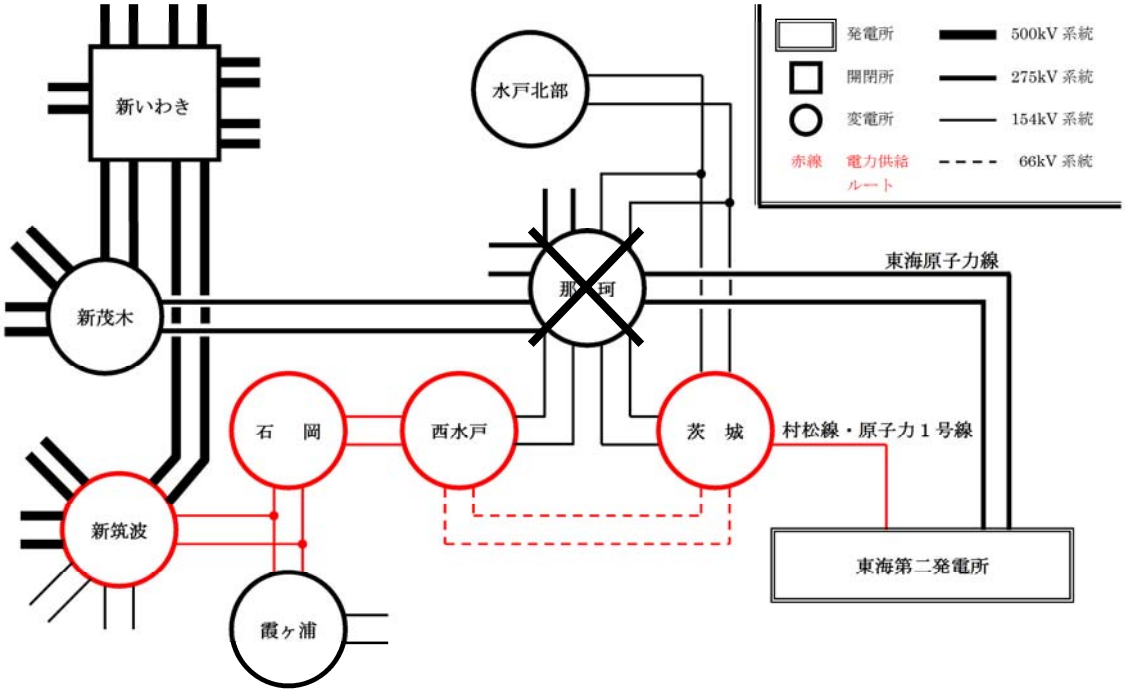
(3)　変電所の停止想定

a．那珂変電所全停時の電力供給系統

那珂変電所が全停した場合に発電所へ電力供給する茨城変電所は，那珂変電所及び西水戸変電所から受電可能である。

那珂変電所が全停した場合においても，西水戸変電所を経由して，茨城変電所から 154kV 村松線・原子力１号線より受電を行うことにより，東海第二発電所への電力供給が可能となる。

那珂変電所全停時の電力供給系統を，第 2.2.2.2－3 図に示す。



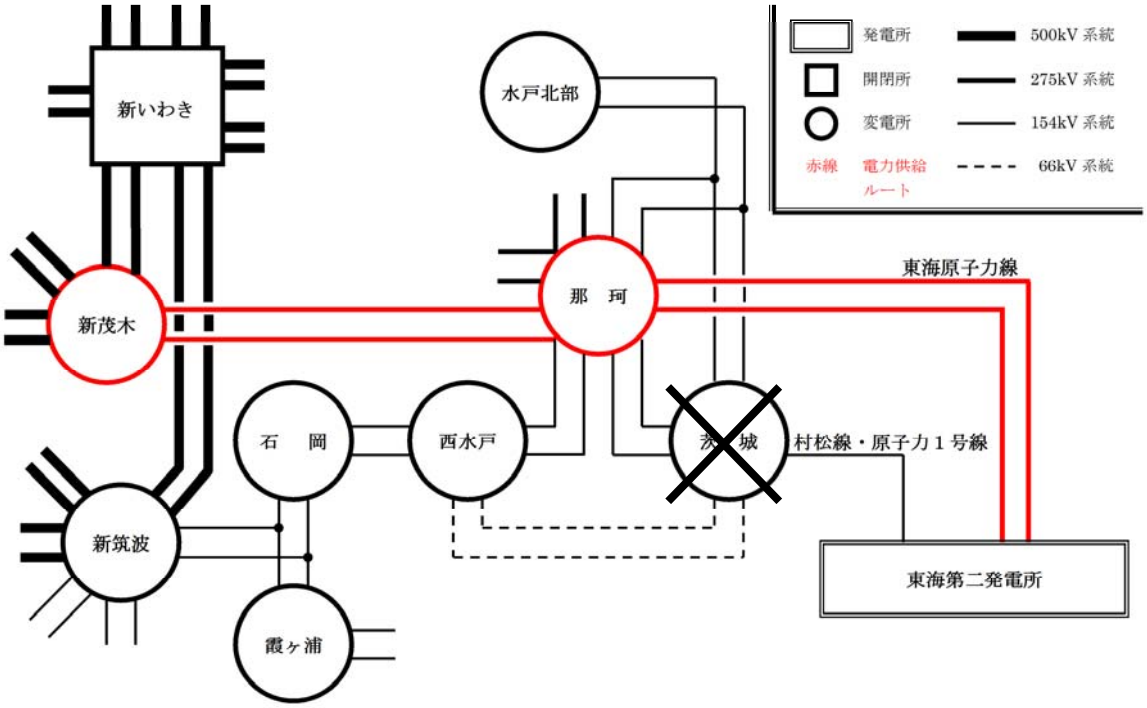
第 2.2.2.2－3 図　那珂変電所全停時の電力供給系統

b．茨城変電所全停時の電力供給系統

茨城変電所が全停した場合に発電所へ電力供給する那珂変電所は，新茂木変電所及び西水戸変電所から受電可能である。

茨城変電所が全停した場合においても，新茂木変電所を経由して，那珂変電所から 275kV 東海原子力線より受電を行うことにより，東海第二発電所への電力供給が可能となる。

茨城変電所全停時の電力供給系統を，第 2.2.2.2－4 図に示す。



第 2.2.2.2－4 図　茨城変電所全停時の電力供給系統

ｃ．那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について

那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給について，東京電力パワーグリッド株式会社の評価結果等を基に，設備面及び運用面から評価した結果，東海第二発電所への電力の供給は確実に行われると評価した。評価の詳細については別紙 5 に示す。

2.2.3　電線路の物理的分離

2.2.3.1　送電鉄塔への架線方法について

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線それぞれに送電鉄塔を備えており，物理的に分離した設計であることを確認している。

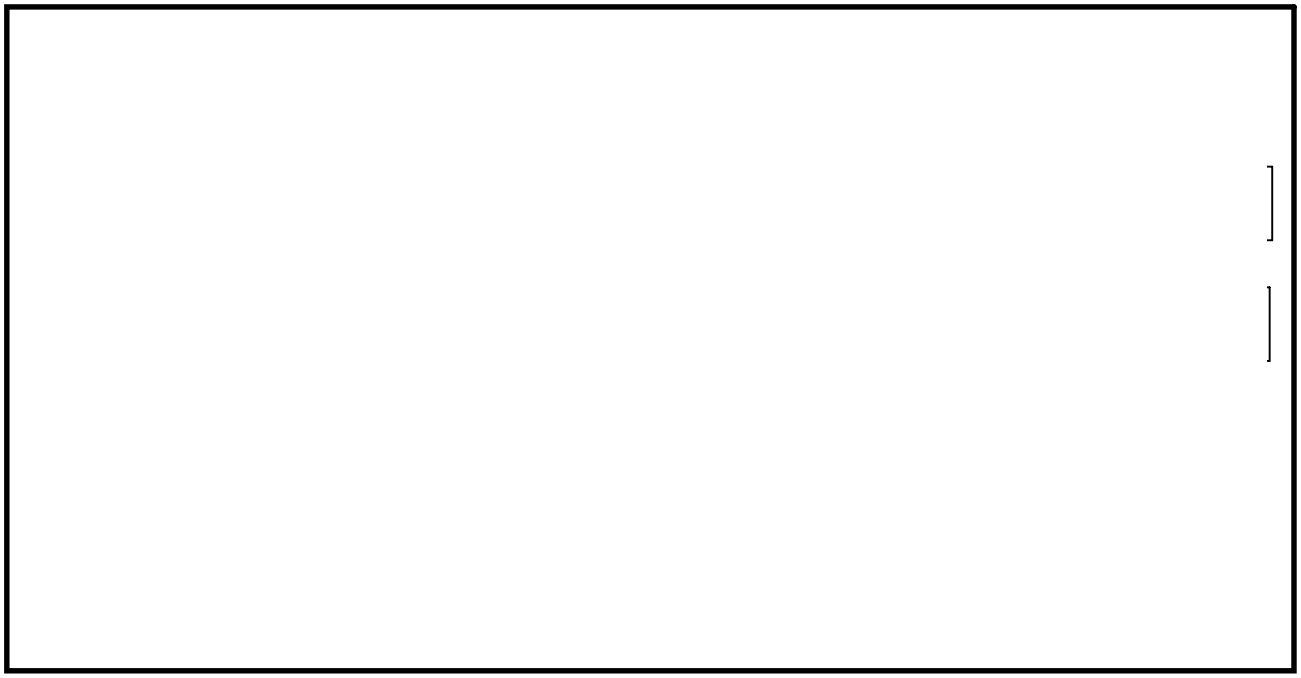
(1)　送電線の交差箇所及び近接箇所について

外部電源線である 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線において交差箇所は無い。

また，電線路の近接箇所については，仮に 1 つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない絶縁距離及び水平距離を確保する設計とする。

なお，鉄塔の水平距離を確保するにあたっては，重大事故等対処設備，防潮堤，アクセスルートへの影響を考慮する。

275kV 東海原子力線及び 154kV 東海原子力線のルート及び近接箇所（現状の状態）を第 2.2.3.1－1 図に，発電所敷地周辺鉄塔配置を別紙 6 に示す。



第 2.2.3.1－1 図　275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線のルート及び近接箇所（現状の状態）

2.2.3.2　送電線の信頼性向上対策

送電線は，大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため，鉄塔基礎の安定性を確保することで，鉄塔の倒壊が防止されている。

過去に発生した設備の被害状況を踏まえて，電気設備の技術基準（第 32 条）への適合に加え，台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており，外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計であることを確認している。

(1)　鉄塔基礎の安定性

送電線ルートは，ルート選定の段階から地すべり地域等が極力回避されており，地震による鉄塔敷地周辺の影響による被害の最小化を図られてい

る。また，やむを得ずこのような地域を経過する場合には，個別に詳細調査を実施し，基礎の安定性を検討して基礎型を選定する等の対策が実施されている。

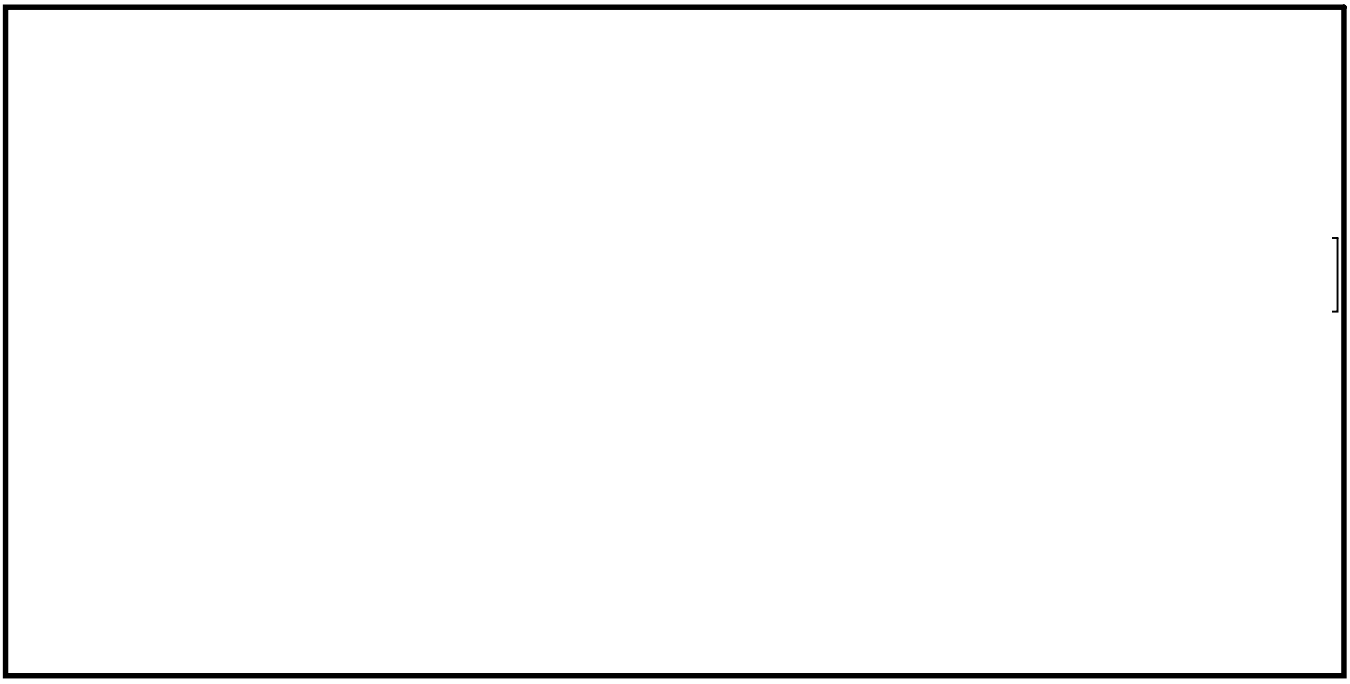
さらに，東海第二発電所に連系する 275kV 東海原子力線 2 回線及び 154kV 村松線・原子力 1 号線 1 回線については，鉄塔基礎の安定性評価として，鉄塔敷地周辺で基礎の安定性に影響を与える盛土の崩壊，地すべり，急傾斜地の土砂崩壊について，図面等を用いた机上調査により盛土の崩壊，地すべり，急傾斜地の各リスクがある箇所の抽出が行われた後，地質専門家による現地踏査が実施された（別紙 1)。この評価結果により，鉄塔基礎の安定性に影響がないことを確認している。

鉄塔基礎の安定性評価対象を第 2.2.3.2－1 表に，鉄塔基礎の安定性評価対象線路を第 2.2.3.2－2 図に示す。

第 2.2.3.2－1 表　鉄塔基礎の安定性評価対象

発電所	送電線区分	対象線路	鉄塔基数
東海第二発電所	外部電源線	275kV 東海原子力線 154kV 原子力 1 号線 154kV 村松線	44 基 8 基 28 基※

※村松線のうち東海第二発電所から茨城変電所間に設置されている鉄塔の数

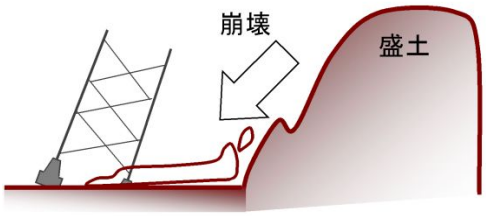


第 2.2.3.2－2 図　鉄塔基礎の安定性評価対象線路

a．評 価 内 容

①　盛土の崩壊

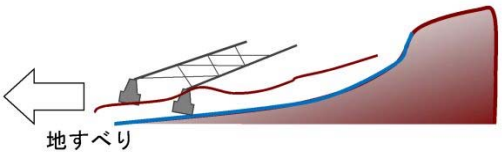
【リスク】盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜，倒壊のおそれがある。



→送電鉄塔近傍に大規模な盛土がある箇所を抽出し，リスク評価する。

③　地すべり

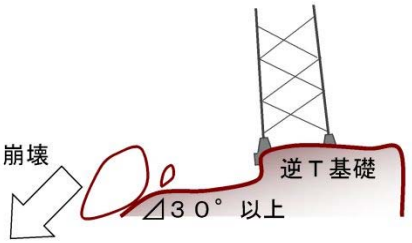
【リスク】鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊のおそれがある。



→地滑り防止地区，地滑り危険箇所，地滑り地形分布図をもとに地滑り箇所を抽出し，リスク評価する。

④　急傾斜地の崩壊

【リスク】逆 T 字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊のおそれがある。



→急傾斜地（30°以上）で土砂崩壊が発生する可能性がある箇所を抽出し，リスクを評価する。

b．確 認 結 果

①　盛土の崩壊リスク

実測平面図や国土地理院発行の地形図等を使用し，人工的に土地の改変が加えられた箇所などを抽出する。

→275kV 東海原子力線で 2 基が抽出された。

→抽出された 2 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

②　地すべりリスク

地すべり防止区域，地すべり危険箇所，地すべり地形分布図から対象鉄塔を抽出後，空中写真判読により地すべり地形近傍の鉄塔を抽出する。

→基礎の安定性に問題のないことを確認した。

③　急傾斜地リスク

国土地理院発行の地形図等を使用し，急傾斜を有する斜面が近傍にある鉄塔を抽出する。

→275kV 東海原子力線 3 基，154kV 村松線 2 基について抽出した。

→抽出された 5 基について地質専門家による現地踏査等により，基礎の安定性に問題のないことを確認した。

鉄塔基礎の安定性評価結果を第 2.2.3.2－3 表に，地形評価結果を第 2.2.3.2－4 表に示す。

第 2.2.3.2－3 表　鉄塔基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査確認基数			対応必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力 1 号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基

（経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社)」）

(2)　近接箇所のリスク

近接箇所（第 2.2.3.1－1 図）については，2 ルートが近接した状況にあるが，地形評価に加え，送電線相互の近接状況，気象状況から 2 ルート共倒れのリスクは極めて低いと判断している。以下に評価結果を記載する。

ａ．地形評価

下表の評価により，盛土崩壊，急傾斜地の崩壊，地すべりなど，将来的にも鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性は低い。

第 2.2.3.2－4 表　地形評価結果

評価項目	主な評価内容	評価結果
盛土崩壊	・盛土の立地状況や形状及び規模 ・盛土と鉄塔との距離	図面等による抽出結果 2 基を対象に，地質専門家の現地踏査等による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。
地すべり	・地すべり地形の状況 ・露岩分布状況 ・移動土塊の状況 ・地表面の変状有無 ・構造物の変状有無	図面等による抽出結果，地すべりリスクのある鉄塔は確認されず，基礎の安定性に影響はなし。
急傾斜地	・斜面状況（勾配及び変状有無） ・地盤特性 ・崩壊履歴	図面等による抽出結果 5 基を対象に，地質専門家の現地踏査による評価の結果，基礎の安定性に影響はなし。

ｂ．2 ルートの送電線・鉄塔の位置の評価

275kV 東海原子力線，154kV 村松線において計 5 箇所の斜面があるが，ａ．にて鉄塔斜面の安定性が損なわれる可能性が低いことを確認している。

ｃ．気象状況の評価

台風の影響について，当該地域はＪＥＣ－１２７－１９７９（送電用支持物設計標準）における基準速度圧地域区分が高温季は下表に示す地

域区分Ⅴの地域，低温季はⅥの地域であり，当該速度圧を見込んだ設計を実施している。地域別の 50 年再現風速値が高い地域ではない。また，雪の影響については，経過地に応じて電線への着雪厚さを個別に評価し，対策を実施している。

第 2.2.3.2-5 表　基準速度圧地域区分

地域区分	Ⅰ	Ⅱ	Ⅲ	Ⅳ	Ⅴ	Ⅵ
速度圧（kg／m^2）	240	200	175	150	125	100

(3)　風雪対策について

a．設備対策面

送電線の風雪対策として，電気設備技術基準に適合するとともに，一部の鉄塔については，ＪＥＣ－１２７－１９７９（送電用支持物設計標準）を考慮した耐風雪強化設計が実施されている。

その他，架渉線への着氷雪対策として難着雪リング等が設置されている。

送電線の風雪対策及びその状況について，第 2.2.3.2－6 表及び第 2.2.3.2－7 表に示す。また，着氷雪対策品を，第 2.2.3.2－8 表に示す。

第 2.2.3.2－6 表　送電線の風雪対策

項目	電気設備技術基準（第 32 条）（解釈（第 58 条））	更なる風雪対策
風	風速 40m／s の風圧荷重を考慮	・設置箇所に応じた風速（地上高 10m における最大瞬間風速 40.8m／s～63.2m／s）を考慮（耐風強化設計）
雪	架渉線の周囲に厚さ 6 ㎜，比重 0.9 の氷雪が付着した状態に対し，風速 28m／s の風圧荷重を考慮	・設置箇所に応じて，電線への湿型着雪（着雪厚さ）による荷重（厚さ 25 ㎜～50 ㎜，密度 0.6g／cm^3）を考慮（耐雪強化設計） ・架渉線への着氷雪対策として難着雪リングやねじれ防止ダンパーを設置

第 2.2.3.2－7 表　各送電線の更なる風雪対策の状況

	耐風強化設計	耐雪強化設計	難着雪リング	ねじれ防止ダンパー
275kV 東海原子力線	－	－※1	○	○
154kV 原子力１号線	－	－	○	○
154kV 村松線	－※1	－※1	○	○

※１　一部の鉄塔が対策済

第 2.2.3.2－8 表　着氷雪対策品

名　称	機　能
難着雪リング	電線に一定間隔で取付けることにより，着雪の連続性が分断されるため，着雪の発達が抑制される。
ねじれ防止ダンパー	電線のねじれ剛性を増加し，電線自体の回転を防止することで着雪の発達を抑制できる。

ｂ．巡視及び点検実績

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線の設備の異常兆候の把握のため，東京電力パワーグリッド株式会社の保安規程に定められた普通巡視・点検が，東京電力パワーグリッド株式会社により定期的に実施されている。巡視実績を第 2.2.3.2－9 表に点検実績を第 2.2.3.2－10 表に示す。

以上の巡視・点検により，送電線の健全性が維持されていることを確認している。

通常時において，東海第二発電所への電力の供給支障を伴う送電設備の不具合がないことから，現状の巡視及び点検の周期・内容は妥当であると当社は評価する。

【巡視】普通巡視:

地上（徒歩・車両等）あるいはヘリコプターにより 2 回／年以上（275kV 以上の送電線については，ヘリコプター飛行禁止箇所を除きヘリコプターによる巡視を 1 回／年以上実施）

【点検】　普通点検:1 回／5 年

第 2.2.3.2－9 表　　巡視実績

275kV東海原子力線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	1/7	1/7	1/6	2/16
			ヘリコプター	8/6, 8/7	8/4	8/4	8/2
			車両	8/28	8/29	8/25	8/23
	※ 臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線／村松線			巡視種別	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
巡視	普通巡視	茨城	徒歩	5/14, 11/19, 11/29	11/17, 11/20	11/20	10/21
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	5/15, 5/28	5/25, 5/27	4/20
	※ 臨時巡視	茨城	徒歩	なし	なし	なし	なし
			ヘリコプター	なし	なし	なし	なし
			車両	なし	なし	なし	なし

※：臨時巡視の対象は，地すべりや急傾斜地の崩壊が懸念される箇所であるが，275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力 1 号線に該当箇所はない。

（東京電力パワーグリッド株式会社より内容確認）

第 2.2.3.2－10 表　　点検実績

275kV東海原子力線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	8/1	なし	なし	なし	なし

154kV原子力線，村松線		平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
普通点検	茨城	なし	なし	5/15, 5/28	なし	なし

（東京電力パワーグリッド株式会社より内容確認）

2.2.4　送受電設備の信頼性

275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所，ケーブル洞道及びケーブルトラフは，不等沈下や傾斜等が起きないよう十分な支持性能を持つ地盤に設置する。また，遮断器等の機器については耐震性の高い機器を使用する。

また，275kV 超高圧開閉所，154kV 特別高圧開閉所，ケーブル洞道及びケーブルトラフに対する津波の影響を考慮するとともに，塩害を考慮する設計とする。

2.2.4.1　開閉所設備等の耐震性評価について

275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所は，1.0Ｃｉの地震力に対し不等沈下，傾斜又はすべり等が起きないような場所に設置していることから，十分な支持性能を確保しており，耐震クラスＣを満足している。

275kV 超高圧開閉所及び 154kV 特別高圧開閉所の遮断器は，従来の気中絶縁開閉装置と比べて重心が低く耐震性の高い GIS とする。GIS（イメージ図）を，第 2.2.4.1－1 図に示す。

第 2.2.4.1－1 図　GIS（イメージ図）

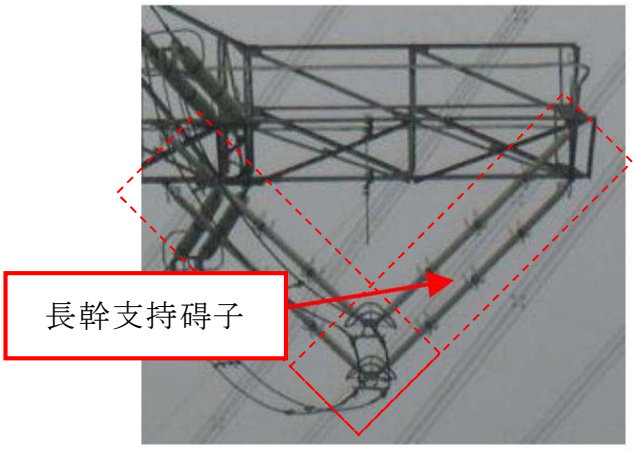
2.2.4.2　送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

(1)　送電線の長幹支持碍子の免震対策について

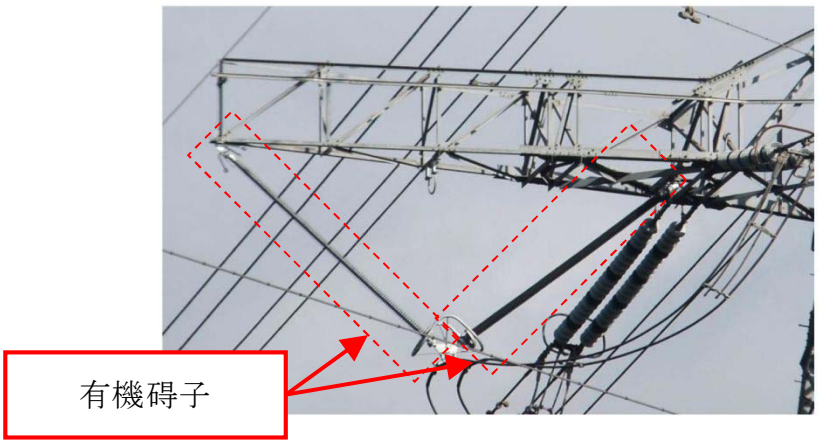
東日本大震災では，東海第二発電所に接続されている 275kV 東海原子力線において長幹支持碍子が破損した。このため，長幹支持碍子から有機碍子への取替（全 44 基中 16 基に使用）を行い，耐震性強化を実施した。

なお，154kV 村松線・原子力 1 号線において長幹支持碍子は使用されていなかった。

長幹支持碍子を第 2.2.4.2－1 図に，有機碍子を第 2.2.4.2－2 図に，長幹支持碍子の耐震対策状況を第 2.2.4.2－1 表に示す。



第 2.2.4.2－1 図　長幹支持碍子



第 2.2.4.2－2 図　有機碍子

第 2.2.4.2－1 表　長幹支持碍子の耐震対策状況

線路名	長幹支持碍子の耐震対策
	有機碍子化
275kV 東海原子力線	16 基（平成 23 年 11 月完了）

（総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持 V 吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について（平成 23 年 12 月 27 日，東京電力株式会社」）

(2)　変電所の遮断器等の耐震性について

東海第二発電所に接続されている那珂変電所及び茨城変電所は，重心が低く，耐震性の高いガス遮断器が採用されていることを確認している。

また上記の設備は，ＪＥＡＧ５００３－２０１０「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており，設計上の裕度を確認している。

2.2.4.3　開閉所基礎の設置地盤の支持性能について

(1)　275kV 超高圧開閉所

275kV 超高圧開閉所(275kV 東海原子力線に接続)は，杭基礎構造とし，1.0Ｃｉの地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

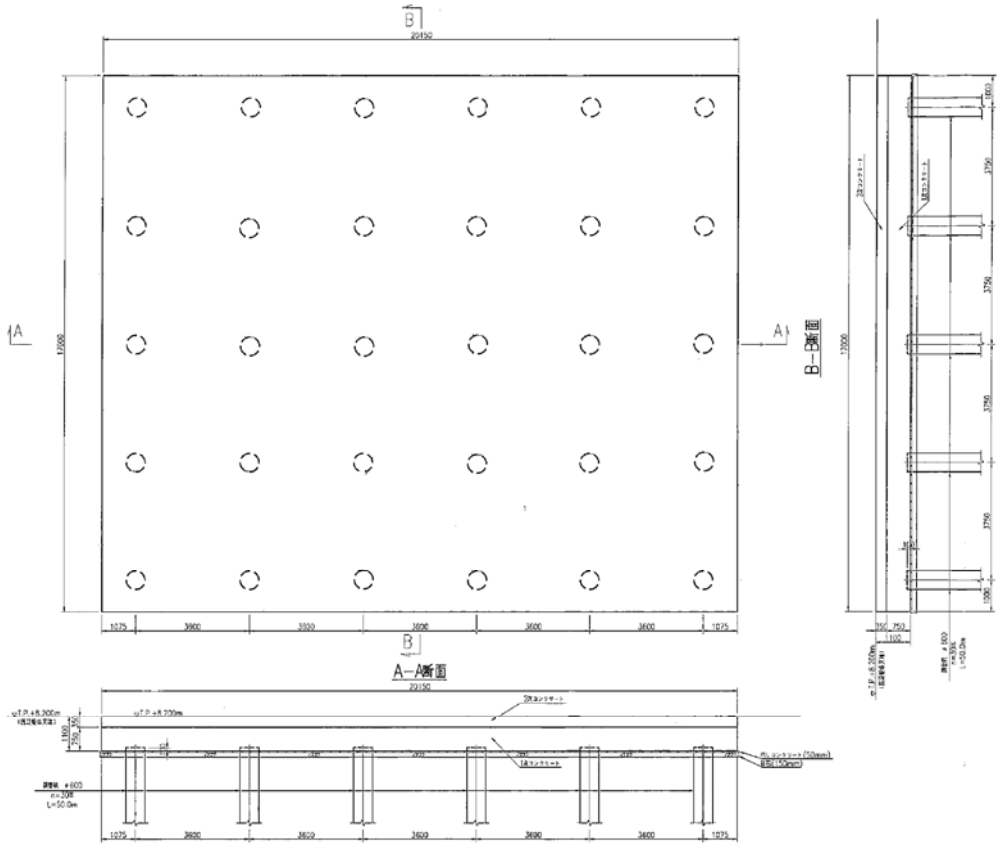
275kV 超高圧開閉所基礎の支持性能評価結果を第 2.2.4.3－1 表に，275kV 超高圧開閉所位置を第 2.2.4.3－1 図に，275kV 超高圧開閉所基礎図を第 2.2.4.3－2 図に示す。

第 2.2.4.3－1 表　275kV 超高圧開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定*1
最大接地圧	434（kN／本）	2,629（kN／本）	○

＊１：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は，評価値＜評価基準値。

第 2.2.4.3－1 図　275kV 超高圧開閉所位置



第 2.2.4.3－2 図　275kV 超高圧開閉所基礎図

(2)　154kV 特別高圧開閉所

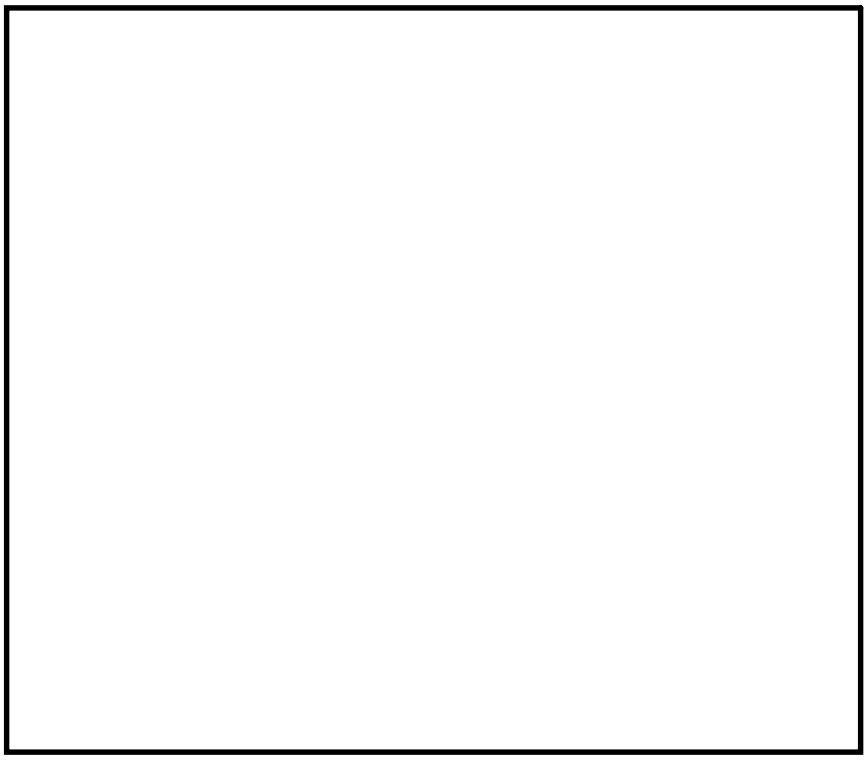
154kV 特別高圧開閉所(154kV 村松線・原子力１号線に接続)は，直接基礎構造とし，1.0Ｃｉ の地震力に対し十分な支持性能を確保した設計とする。

154kV 特別高圧開閉所基礎の支持性能評価結果を第 2.2.4.3－2 表に，154kV 特別高圧開閉所位置を第 2.2.4.3－3 図に，154kV 特別高圧開閉所基礎図を第 2.2.4.3－4 図に示す。

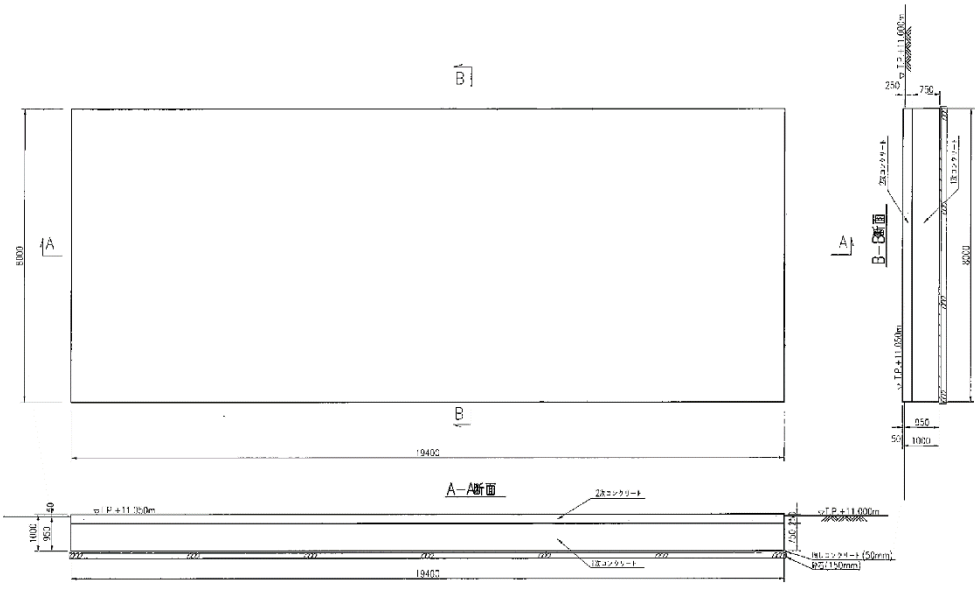
第 2.2.4.3－2 表　154kV 特別高圧開閉所基礎の支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※1
最大接地圧	62（kN／m^2）	192（kN／m^2）	○

※１：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は，評価値＜評価基準値。



第 2.2.4.3－3 図　154kV 特別高圧開閉所位置



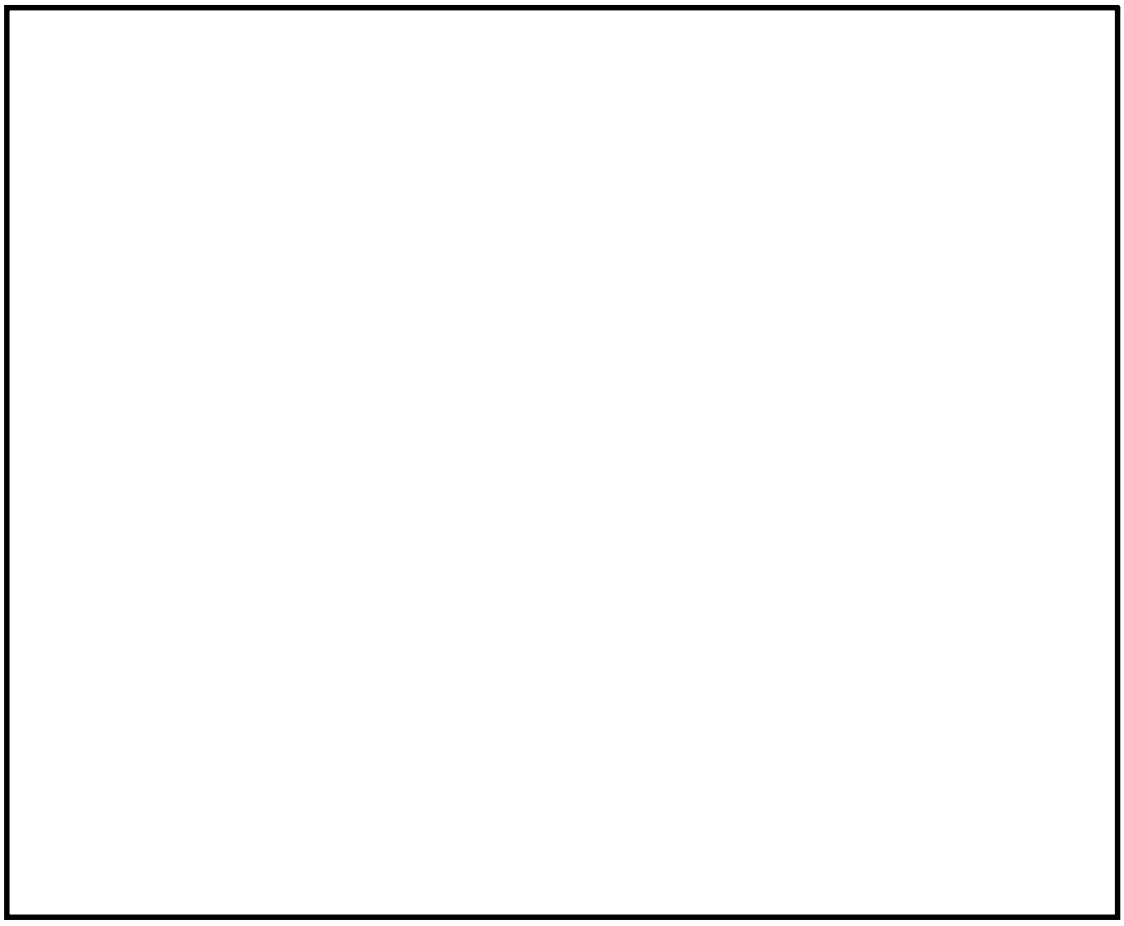
第 2.2.4.3－4 図　154kV 特別高圧開閉所基礎図

2.2.4.4　ケーブル洞道及びケーブルトラフの設置地盤の支持性能について

275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブル洞道を通して接続している。また 154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所まではケーブルトラフを通して接続している。

ケーブル洞道及びケーブルトラフについては，洞道，トラフの構造及び設置地盤の特性を考慮し，代表断面として選定して支持性能を確認する。

全体平面図を，第 2.2.4.4－1 図に示す。



第 2.2.4.4－1 図　全体平面図

(1)　275kV 超高圧開閉所～東海第二発電所

275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道は，直接基礎構造であり，1.0Ｃｉ の地震力に対し十分な支持性能を確保する設計とする。

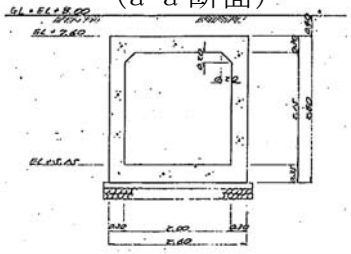
275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果を第 2.2.4.4－1 表に，275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図を第 2.2.4.4－2 図に示す。

第 2.2.4.4－1 表　275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※1
最大接地圧	162（kN／m^2）	372（kN／m^2）	○

※１：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は，評価値＜評価基準値。

（a-a 断面）



第 2.2.4.4－2 図　275kV 超高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図

(2)　154kV 特別高圧開閉所～東海第二発電所

154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフは，直接基礎構造であり，1.0Ｃｉ の地震力に対し十分な支持性能を確保する

設計とする。

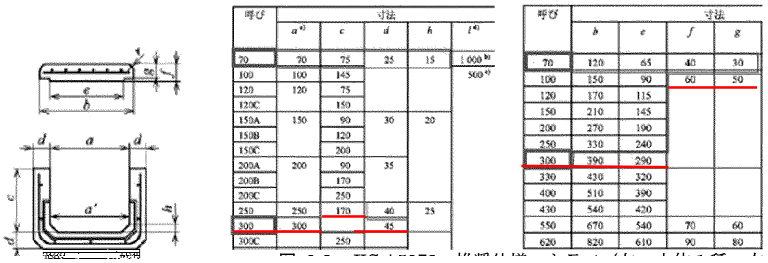
154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフの支持性能評価結果を第 2.2.4.4－2 表に，154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブル洞道基礎図を第 2.2.4.4－3 図に示す。

第 2.2.4.4－2 表　154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフの支持性能評価結果

照査項目	評価値	評価基準値	判定※1
最大接地圧	32（kN／m^2）	640（kN／m^2）	○

※1：判定○（十分な支持性能を確保）の条件は，評価値＜評価基準値。

（b-b 断面）



呼び	寸法				
	a	c	d	h	l
70	70	75	25	15	1 000 b)
100	100	145			500 c)
120	120	75			
120C		150			
150A	150	90	30	20	
150B		120			
150C		200			
200A	200	90	35		
200B		170			
200C		250			
250	250	170	40	25	
300	300		45		
300C		250			

呼び	寸法			
	b	e	f	g
70	120	65	40	30
100	150	90	60	50
120	170	115		
150	210	145		
200	270	190		
250	330	240		
300	390	290		
330	430	320		
400	510	390		
430	540	420		
550	670	540	70	60
620	820	610	90	80

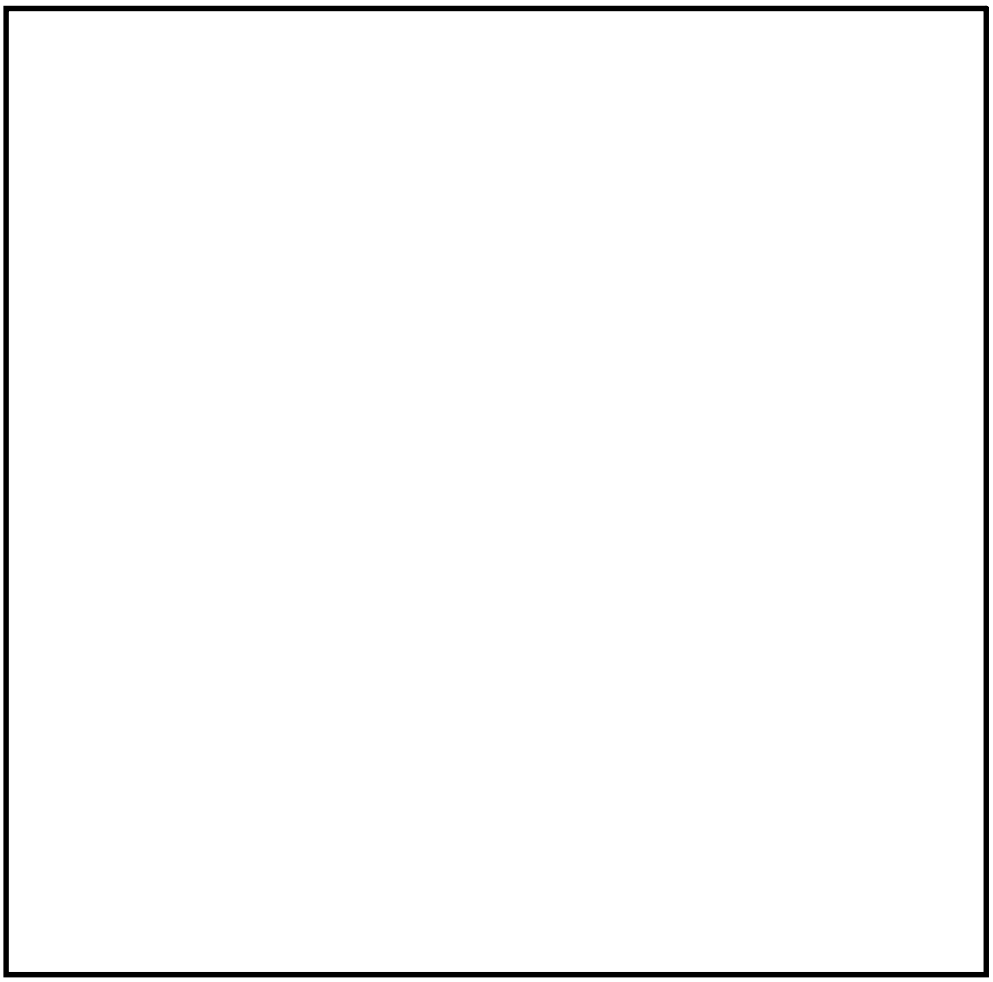
第 2.2.4.4－3 図　154kV 特別高圧開閉所から東海第二発電所にかけてのケーブルトラフ基礎図

2.2.4.5　基礎及びケーブル洞道及びケーブルトラフの不等沈下による影響について

(1)　評価対象箇所の選定

ケーブル洞道，トラフ及び各設備の基礎構造型式を，第 2.2.4.5－1 図に示す。

東海第二発電所の開閉所から各建屋へのケーブルは，第四系への直接基礎構造であるケーブル洞道及びケーブルトラフ内に敷設する。洞道の接続先のうち，275kV 超高圧開閉所，原子炉建屋及びタービン建屋は，岩盤に支持されていることから，異種基礎接続となる。このため，ケーブル洞道及びケーブルトラフについて不等沈下による影響の評価を行った。



第 2.2.4.5－1 図　ケーブル洞道，トラフ及び各設備の基礎構造型式

(2)　評価手法

第四系に直接支持されているケーブル洞道及びケーブルトラフについて，鉄道構造物等設計標準・同解説（平成 19 年 1 月）に基づき，地盤の揺すり込みによる沈下量の算出を行った。

地表面で 1.0Ｃｉ 相当となる地震力を用いて，一次元等価線形解析にて地震前後のせん断剛性の変化から沈下量を算定した。

(3)　評価結果

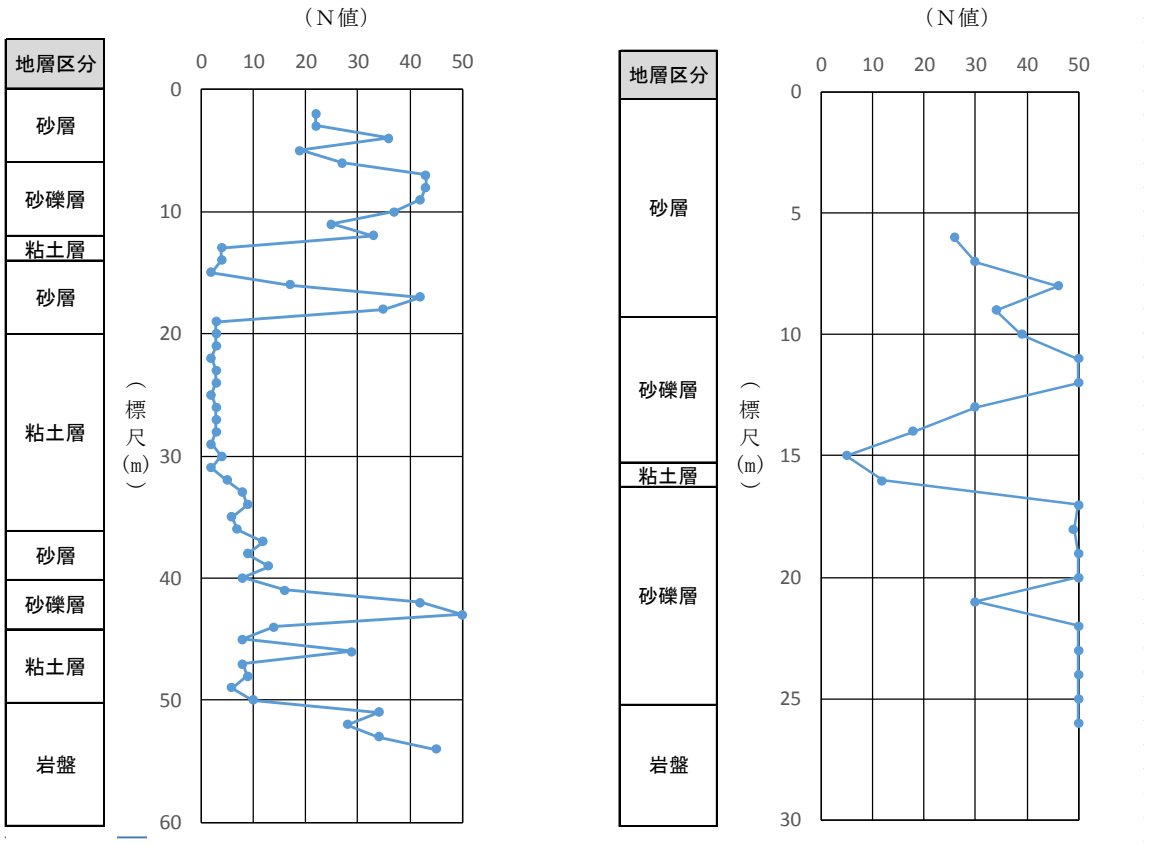
ケーブル洞道及びケーブルトラフにおける沈下量を第 2.2.4.5－1 表に示す。沈下量は，ケーブル洞道及びケーブルトラフ直下の第四系を対象として算出した。ボーリング位置図及びボーリング柱状図を第 2.2.4.5－2 図～第 2.2.4.5－3 図に示す。

その結果，沈下量が 1 ㎝以下であることから，不等沈下によるケーブル性能への影響はなく，設置地盤は十分な支持性能を有していることを確認した。

第 2.2.4.5－1 表　ケーブル洞道及びケーブルトラフにおける最大沈下量

	ケーブル洞道 （275kV 超高圧開閉所～タービン建屋間）	ケーブルトラフ （154kV 特別高圧開閉所～原子炉建屋間）
最大沈下量	9.5 ㎜	1.7 ㎜

第 2.2.4.5－2 図　ボーリング位置図



275kV 超高圧開閉所付近　　154kV 特別高圧開閉所付近

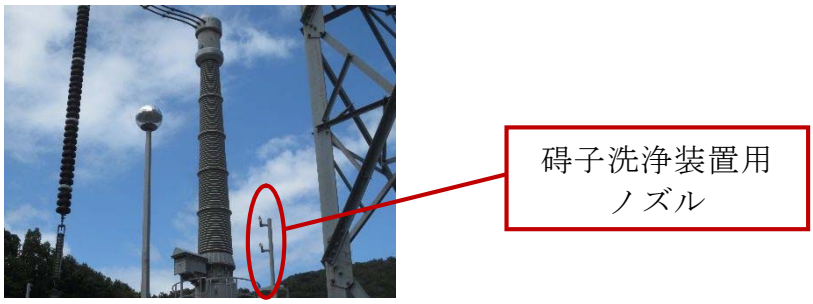
第 2.1.4.5－3 図　ボーリング柱状図

2.2.4.6　津波の影響，塩害対策

塩害対策が必要な 275kV 送電線引留部に対しては，定期的に碍子洗浄が可能な設備を設置する。なお，「電気協同研究第 35 巻第 3 号変電設備の対塩設計（電気協同研究会)」に塩害対策の考え方が定められており，154kV 送電線引留部は過去の塩分測定実績より碍子の絶縁強化で対応が可能な塩分付着密度であることを確認していることから碍子洗浄は不要である。なお，154kV 送電線引留部については，将来的に塩害の状況が悪化する場合は，碍子洗浄の実施を含め必要な対策を検討する。碍子洗浄装置外観（イメージ図）を，第 2.2.4.6－1 図に示す。

基準津波に対して，防潮堤により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。

防潮堤と非常用電源設備配置図を，第 2.2.4.6-2 図に示す。



第 2.2.4.6－1 図　碍子洗浄装置外観（イメージ図）

第 2.2.4.6－2 図　防潮堤と非常用電源設備配置図

2.3　外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

2.3.1　非常用電源設備及びその付属設備の信頼性

2.3.1.1　多重性又は多様性及び独立性

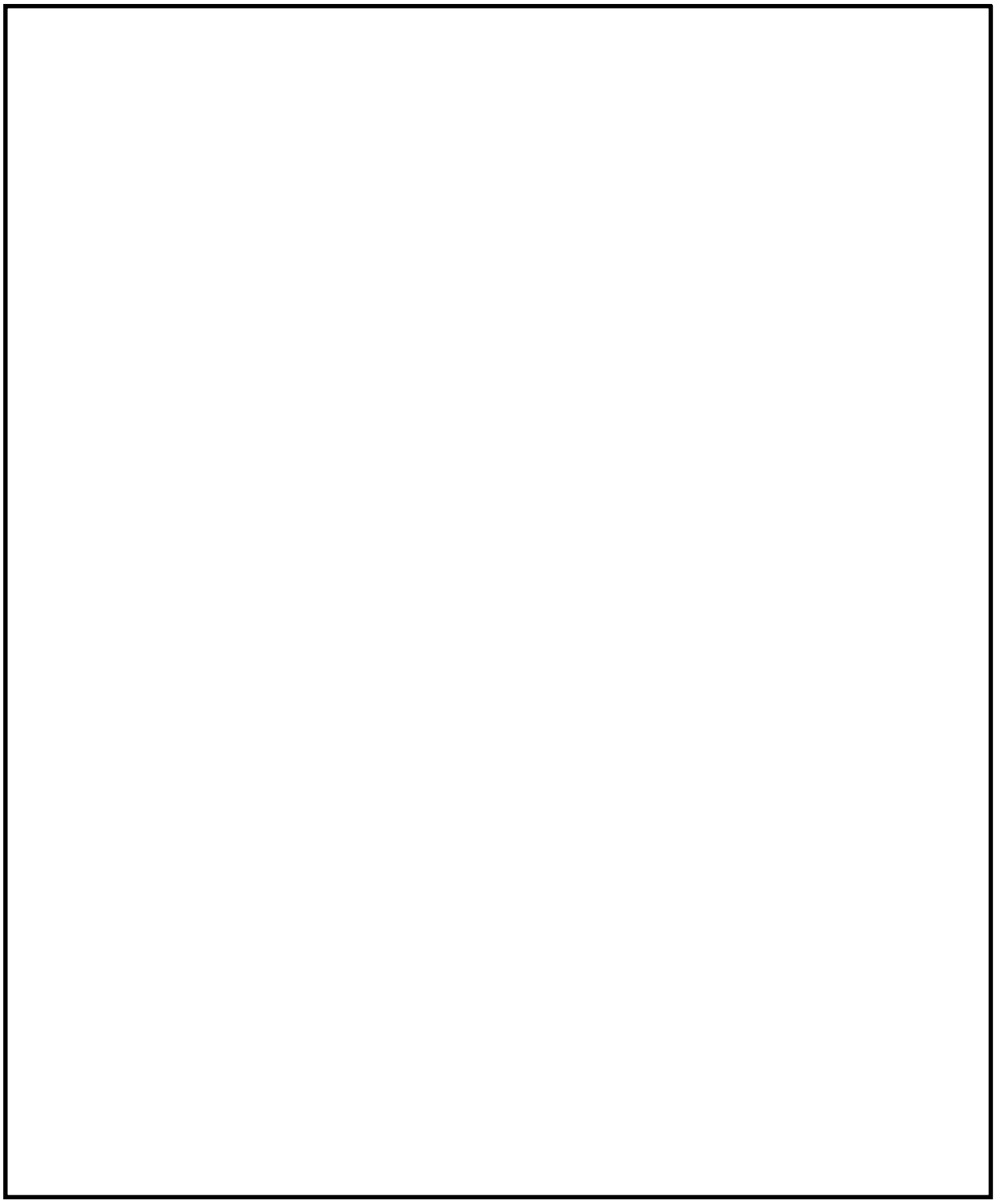
非常用電源設備のうち，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備（燃料供給系統）は，多重性及び独立性を考慮して，必要な容量のものを3台備え，各々非常用高圧母線に接続している。また，蓄電池及びその付属設備（充電器等充電設備）は，区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に区画された電気室等に設置し，多重性及び独立性を確保する設計とする。

非常用電源設備は，常用系との独立性を考慮して，常用電源設備と別の場所に設置することにより，共通要因による機能喪失が発生しない設計とする。

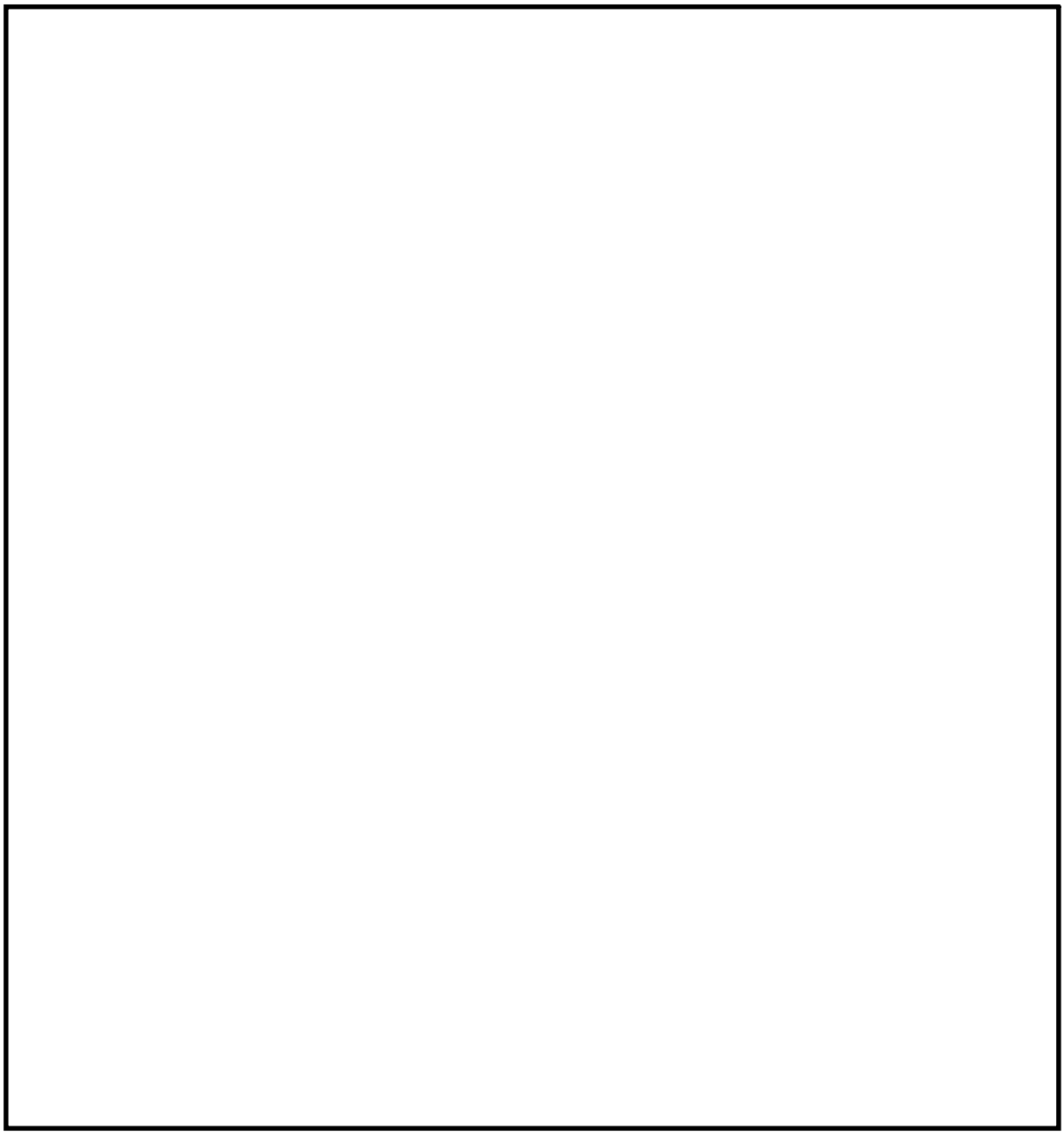
(1)　非常用電源設備の配置

非常用電源設備は，安全区分に応じて区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に区画された電気室等に設置する設計とする。

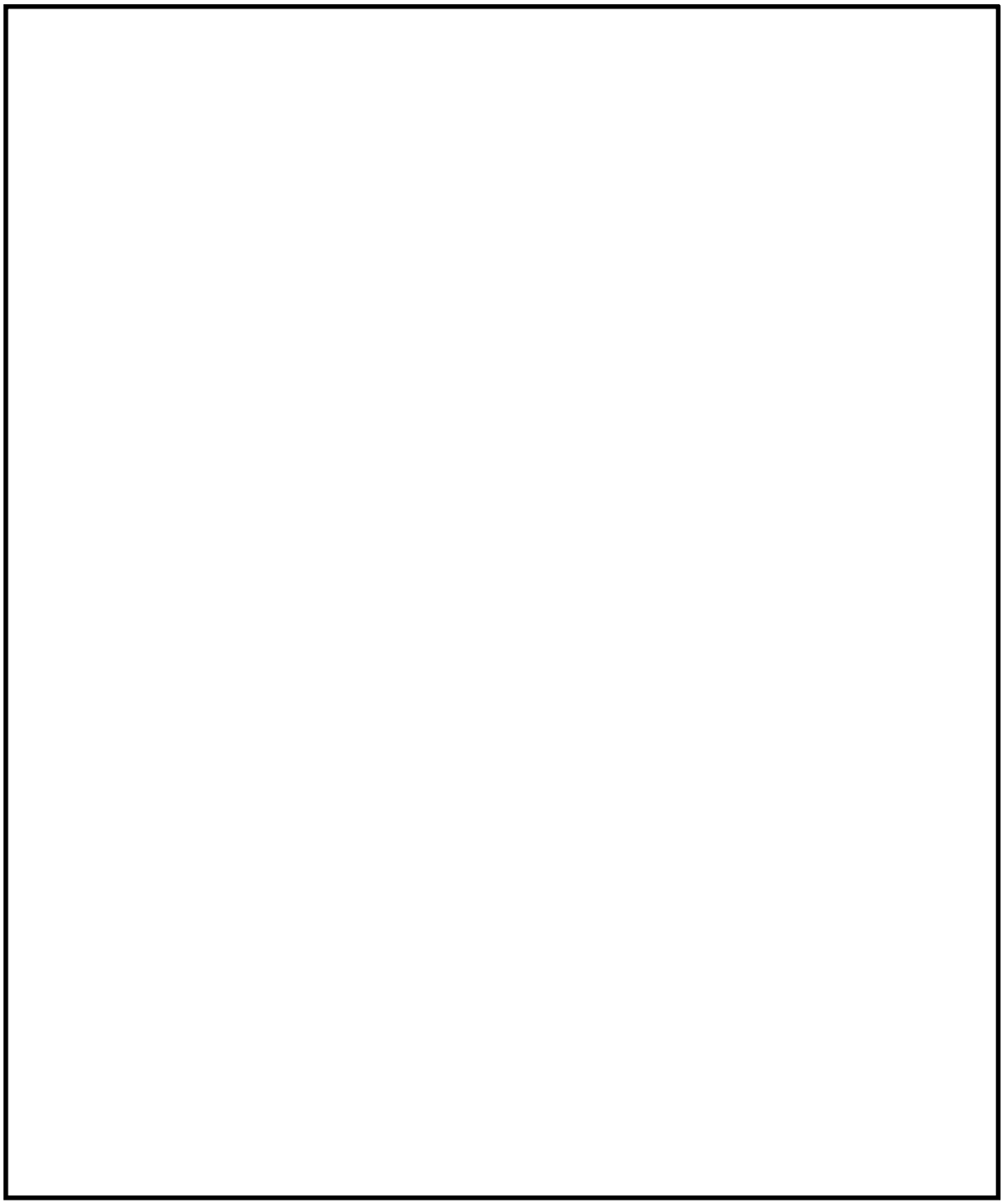
非常用電源設備の配置を，第2.3.1.1－1図～第2.3.1.1－5図に示す。



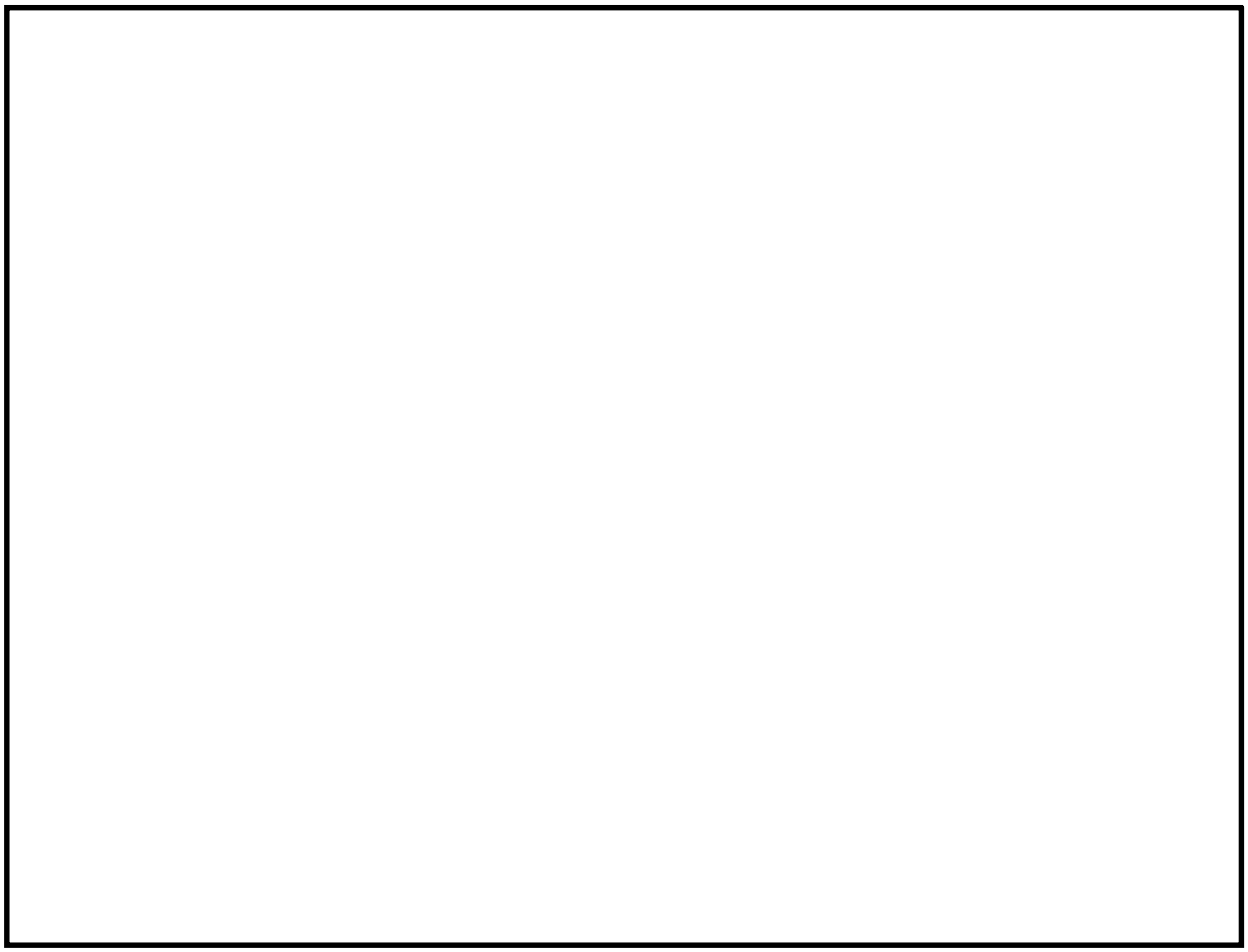
第 2.3.1.1－1 図　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の配置



第 2.3.1.1－2 図　蓄電池（非常用）の配置



第 2.3.1.1－3 図　非常用高圧母線（２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ）の配置



第 2.3.1.1－4 図　非常用ディーゼル発電機 燃料供給系統設備のうち
デイタンクの配置

第 2.3.1.1－5 図　燃料供給系統設備のうち軽油貯蔵タンク，燃料移送ポンプ
の配置

(2)　非常用電源設備の共通要因に対する頑健性

非常用交流電源設備，非常用直流電源設備は各々3 系統あり，基準地震動に対しての支持機能が維持可能な建物である原子炉建屋の区画された部屋に設置する等の対策により，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有する設計とする。非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性を，第 2.3.1.1－6 表に示す。

第 2.3.1.1－6 表　非常用電源設備の主たる共通要因に対する頑健性

共通要因	対応方針	状況
地震	基準地震動に対して十分な耐震性を有する設計とする。	基準地震動に対して，建屋及び非常用電源設備が機能維持できる設計とする。
津波	基準津波に対して，浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	新設する防潮堤により非常用電源設備が配置されているエリアは，津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	非常用電源設備は火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等により区分Ⅰと区分Ⅱ（Ⅲ）に分離する設計とする。
溢水	想定すべき溢水（没水・蒸気・被水）に対し，影響のないことを確認，若しくは溢水源等に対し溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して電気盤が機能喪失にならないことを確認する。 また，電気室及び蓄電池室には，蒸気源及び被水源がないため問題ない。

軽油貯蔵タンクは地下，燃料移送ポンプは常設代替高圧電源装置置場内（地下）に設置する。

また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプまでの配管，及び燃料移送ポンプからデイタンクまでの配管には連絡配管が設けられており，軽油貯蔵タンク及び燃料移送ポンプいずれか 1 系統が使用できない場合でも，原子炉建屋

内にある3系統のデイタンクに燃料を供給可能な設計としている。

なお，デイタンクは外部からの燃料補給がなくても，8 時間非常用ディーゼル発電機に燃料を供給可能な設計とする。(2.3.1.3 参照)

軽油貯蔵タンク基礎並びに燃料移送系配管ダクトは，耐震クラスＳの設備の間接支持構造物として，原子炉建屋と同じ支持地盤を有しており（杭基礎型式)，沈下が生じにくい構造とする。

2.3.1.2　容量について

東海第二発電所非常用電源設備の内，設計基準事故に対処するための設備は以下のとおりである。

①　非常用ディーゼル発電機

台数：2

容量：約 6,500kVA（約 5,200kW）／台

②　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

個数：1

容量：約 3,500kVA（約 2,800kW）

＜①及び②の主な負荷＞

・外部電源が完全に喪失した場合に，発電用原子炉を安全に停止するために必要な負荷

・工学的安全施設作動のための負荷

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，外部電源の喪失又は原子炉冷却材喪失が発生した際，自動起動して原子力発電所の保安上必要とされる各負荷に電力を供給するために，必要な発電機容量を有する。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）において保安上必要とされる負荷（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）を，第 2.3.1.2－1 表に示す。

第 2.3.1.2－1 表　各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）において保安上必要とされる負荷

（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
２Ｃ		２Ｄ			
補機名	負荷容量［kW］	補機名	負荷容量［kW］	補機名	負荷容量［kW］
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約 1,078	―	―	高圧炉心スプレイ系ポンプ	約 2,328
残留熱除去系ポンプ	約 584	残留熱除去系ポンプ	約 1,168	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプ	約 55
残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674	残留熱除去系海水系ポンプ	約 1,674	充電器	約 19
非常用ガス処理装置	約 48	非常用ガス処理装置	約 48	高圧炉心スプレイポンプ室換気装置	約 8
非常灯	約 78	非常灯	約 78	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室換気装置	約 38
充電器	約 264	充電器	約 245	―	―
中央制御室換気装置	約 60	中央制御室換気装置	約 60	―	―
ディーゼル発電機冷却系海水ポンプ	約 55	ディーゼル発電機冷却系海水ポンプ	約 55	―	―
ディーゼル発電機室換気装置	約 38	ディーゼル発電機室換気装置	約 38	―	―
低圧炉心スプレイ系ポンプ室換気装置	約 4	―	―	―	―
残留熱除去系ポンプ室換気装置	約 3	残留熱除去系ポンプ室換気装置	約 6	―	―
バッテリー室換気装置	約 19	バッテリー室換気装置	約 19	―	―
スイッチギア室換気装置	約 55	スイッチギア室換気装置	約 55	―	―
―	―	バイタル交流電源装置	約 67	―	―
非常用ガス再循環装置	約 55	非常用ガス再循環装置	約 55	―	―

非常用ディーゼル発電機				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	
２Ｃ		２Ｄ			
緊急用直流125V 充電器	約 120	緊急用直流125V 充電器	約 120	—	—
その他コントロールセンタ負荷	約 724	その他コントロールセンタ負荷	約 739	—	—
負荷合計	約 4,859	負荷合計	約 4,427	負荷合計	約 2,448

※負荷容量の算出方法

１．パワーセンタ以上の動的機器の負荷

$$\text{負荷容量［kW］} = \frac{\text{軸動力［kW］}}{\text{効率［\%］}}$$

２．モータコントロールセンタ以下の動的負荷

$$\text{負荷容量［kW］} = \frac{\text{定格出力［kW］} \times \text{負荷率［\%］}}{\text{効率［\%］}}$$

（効率：90%，負荷率：90%）

３．静的負荷

$$\text{負荷容量［kW］} = \frac{\text{定格出力［kW］} \times \text{負荷率［\%］}}{\text{効率［\%］}}$$

電源装置，充電器（効率：75%，負荷率：100%）

ヒータ，非常灯（効率：90%，負荷率：100%）

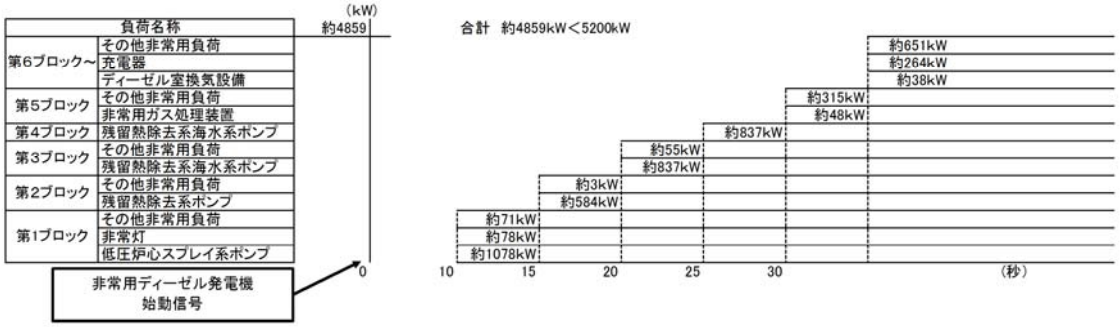
非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，外部電源が喪失した場合に，発電用原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し，さらに，工学的安全施設作動の為の電力を供給する。

また，多重性を考慮して，必要な容量のものを 3 台備え，各々非常用高圧母線に接続する。

3 台のうち 1 台が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は，非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し，10 秒以内に電圧を確立した後は，各非常用高圧母線に接続し，負荷に給電する。

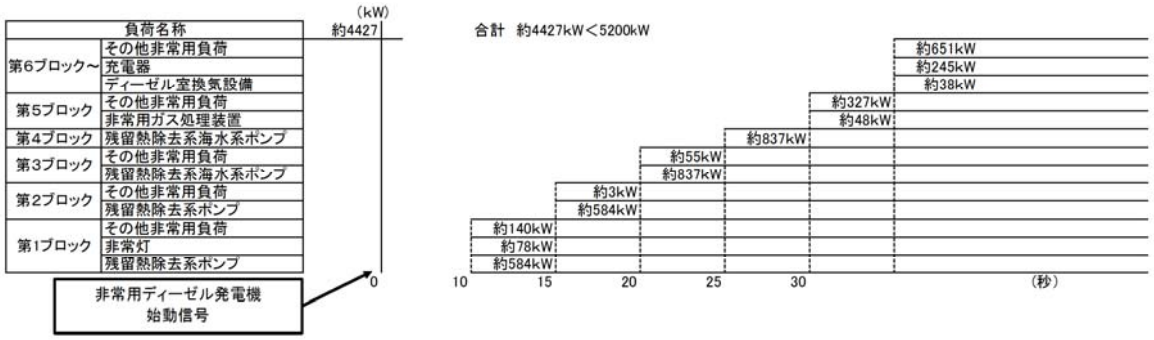
外部電源が喪失し，かつ，原子炉冷却材喪失が発生した場合の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の負荷の始動順位を，第 2.3.1.2－1 図～第 2.3.1.2－3 図に示す。



第 2.3.1.2－1 図　２Ｃ非常用ディーゼル発電機の負荷の始動順位

（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

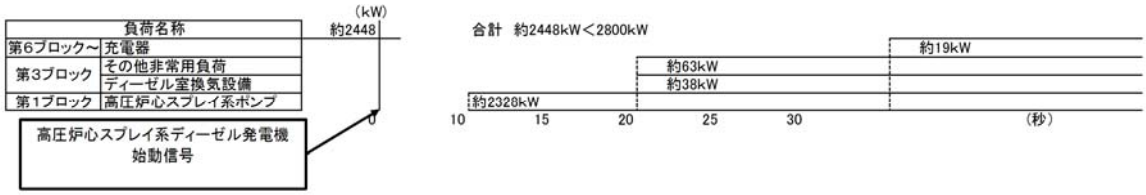
＊ブロックの若い順に起動する。



第 2.3.1.2－2 図　２Ｄ非常用ディーゼル発電機の負荷の始動順位

（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

＊ブロックの若い順に起動する。



第 2.3.1.2－3 図　高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の負荷の始動順位

（外部電源喪失及び原子炉冷却材喪失時）

＊ブロックの若い順に起動する。

③　蓄電池

非常用の常設直流電源設備は，3 系統 5 組のそれぞれ独立した蓄電池，充電器及び分電盤等で構成し，直流母線電圧は 125V 若しくは±24V である。主要な負荷は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ用ディーゼル発電機を含む）初期励磁，Ｍ／Ｃ，Ｐ／Ｃ投入及び引き外し，計測制御系統施設等であり，これらの 125V 系 3 系統のうち 1 系統の故障及び±24V 系 2 系統のうち 1 系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また，万一，全交流動力電源が喪失した場合でも，原子炉停止系の動作により，原子炉は安全に停止でき，停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も，原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり，原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用の常設蓄電池は据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

全交流動力電源喪失に備えて，非常用の常設直流電源設備は発電用原子炉の停止，停止後の冷却に必要な電源を一定期間，給電をまかなう蓄電池容量を確保している。全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備から約 95 分以内に給電を行うが，万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から約 210 分以内（全交流動力電源喪失後約 305 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は，常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約 8 時間電力を供給できる容量とする。

なお，重大事故等対処設備の各条文にて炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために設

けている設備への電力供給時間は，約 24 時間とする。

組数及び容量： 125V　2 組（約 6,000Ah），1 組（約 500Ah）

±24V 2 組（約 150Ah）

＜蓄電池の主な負荷＞

・制御用負荷（原子炉緊急停止系作動回路，遮断器制御電源，自動減圧系等）及び非常用照明

・原子炉隔離時冷却系

各蓄電池の容量を，第 2.3.1.2－2 表に示す。

第 2.3.1.2－2 表　各蓄電池の容量

用途／項目	125V 系蓄電池Ａ系， 125V 系蓄電池Ｂ系	25V 系蓄電池 ＨＰＣＳ系	中性子モニタ用蓄電池Ａ系， 中性子モニタ用蓄電池Ｂ系
型式	鉛蓄電池	鉛蓄電池	鉛蓄電池
組　数	2	1	2
容　量	約 6,000Ah／組	約 500Ah	約 150Ah／組
電　圧	125V	125V	±24V

2.3.1.3　燃料貯蔵設備

工学的安全施設等の機能を確保するため，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については２Ｃ系，２Ｄ系及び高圧炉心スプレイ系の計 3 台有している。また，軽油貯蔵タンクから燃料移送ポンプにて非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）へ供給される燃料油系統も非常用２Ｃ系，２Ｄ系及び高圧炉心スプレイ系の 3 系統を有しているため，ディーゼル発電機の単一故障に対しても必要な機能を確保できる。燃料油供給系統の構成を，第 2.3.1.3－1 図に示す。

軽油貯蔵タンクの必要量を確認するために外部電源喪失が発生した場合を想定する。外部電源喪失が発生した場合，設計基準事故対処設備である２Ｃ非常用ディーゼル発電機，２Ｄ非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動して，非常用母線を受電し対応を行う。これに加え，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置 2 台を起動し緊急用母線を受電して重大事故等に備えるとともに代替所内電気設備の必要負荷（緊急用直流 125V 充電器）へ給電を行う。その後，代替所内電気設備の機能に期待した対応を行っていない場合， 24 時間以内に常設代替高圧電源装置 2 台を停止して待機状態とし，非常用ディーゼル発電機から常設代替直流電源設備の必要負荷へ給電を行う。

軽油貯蔵タンクは，設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機１台，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間及び常設代替高圧電源装置 2 台を１日（24 時間）運転できる容量(約 400kL※1)を 2 系統有するため，軽油貯蔵タンクの単一故障に対しても必要な機能を維持できる。

2 基の軽油貯蔵タンクは連絡配管により接続されており，軽油貯蔵タンク

の燃料は，3 台のディーゼル発電機のどれでも使用できる構成となっている。（連絡配管は通常時は手動弁により隔離されており，片系で漏えい等が生じた場合でも他系へ影響しないようにしている。）

※１軽油貯蔵タンクの必要量を保守的に見積もるため，以下を考慮する。
- 保守的に事象発生と同時に電源装置の起動を想定（連続７日間）
- 非常用ディーゼル発電機の燃料消費率は保守的に，100％負荷状態での（1,440.4L／h・台）を使用する。
- 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の燃料消費率は保守的に，100％負荷状態での（775.6L／h・台）を使用する。
- 常設代替高圧電源装置の燃料消費率は保守的に，100％負荷状態での（420L／h・台）を使用する。

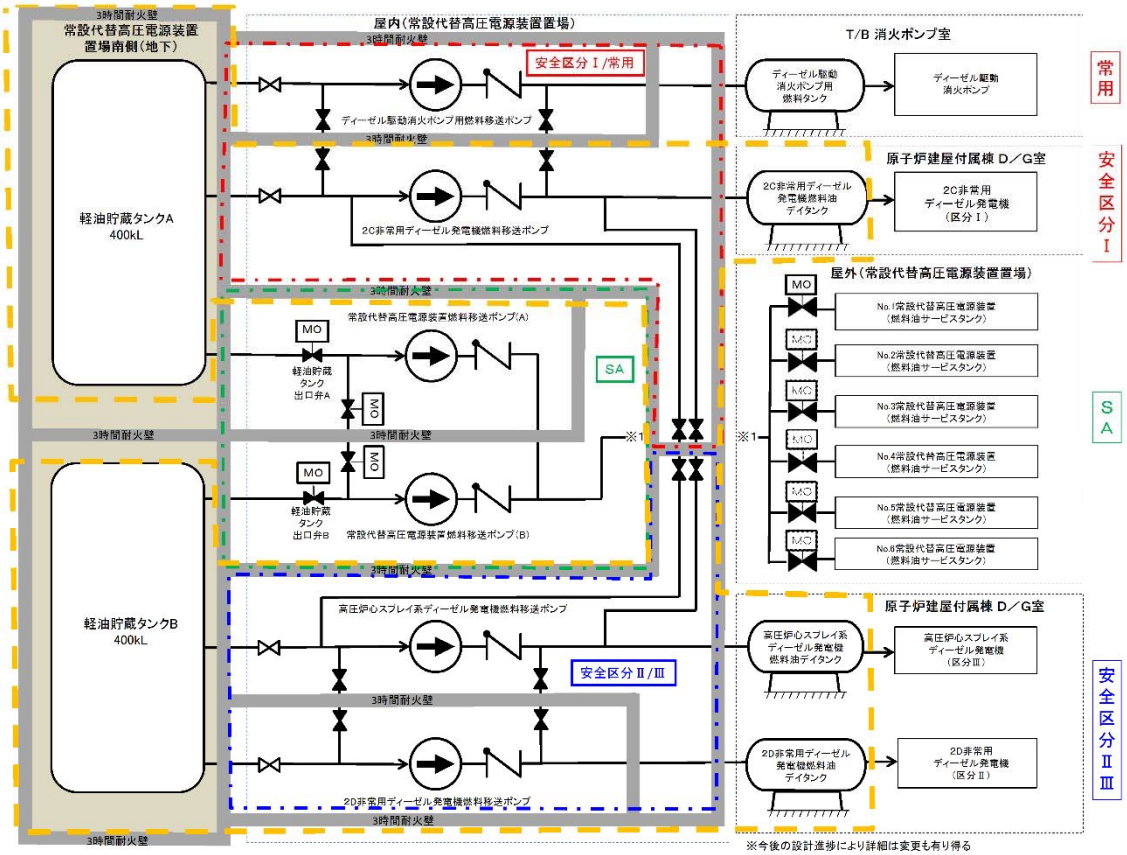
① 非常用ディーゼル発電機
1,440.4L／h・台×24 時間×7 日=241,988L=242.0kL
②高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
775.6L／h・台×24 時間×7 日=130,301L=130.3kL
③常設代替高圧電源装置
420.0L／h・台×2 台×24 時間× 1 日=20,160L=20.2kL
④必要燃料①＋②＋③=242.0kL＋130.3kL＋20.2kL
=392.5kL＜400kL

■軽油貯蔵タンク

基数：2

容量：約 400kL／基

使用燃料：軽油



：非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）燃料油供給系統

第 2.3.1.3－1 図　非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）燃料油供給系統

別紙１　鉄塔基礎の安定性について

1.　東海第二発電所外部電源線における送電鉄塔の安定性評価

経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について(指示)」(平成 23･06･07 原院第 1 号)に基づき,敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊，地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊の影響が評価されている。抽出された鉄塔については，地質の専門家による現地踏査結果を踏まえ，鉄塔基礎の安定性に影響がないことが確認されている。(経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について（平成 24 年 2 月 17 日，東京電力株式会社)」)

基礎の安定性評価結果を，第１表に示す。

第１表　基礎の安定性評価結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査確認基数			対応必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力１号線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
154kV 村松線	28 基	0 基	0 基	2 基	0 基
合計	80 基	2 基	0 基	5 基	0 基

2.　地質の専門家による現地踏査の評価項目と方法

275kV 東海原子力線，154kV 村松線の対象鉄塔について，地質の専門家による現地踏査で第 2 表に示す項目に基づき，鉄塔基礎の安定性評価が行われている。なお，地すべりによる現地踏査の必要な鉄塔について該当する箇所は無かった。

第 2 表　現地踏査における評価項目と評価方法

評価項目	主な評価項目	評価方法
盛土崩壊	・盛土の立地状況や形状及び規模 ・盛土と鉄塔との距離	現地踏査に際しては，当該盛土の立地状況や形状・規模，鉄塔との距離等を確認し，健全性が評価されている。
急傾斜地の土砂崩壊	・斜面状況（勾配及び変状有無） ・地盤特性 ・崩壊履歴	・現地調査に際しては，斜面勾配等の地形条件，斜面上の変状有無，植生状況，地下水や表流水の集水条件など，左記の評価内容を確認し，健全性を評価した。

3.　盛土崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

3.1　現地踏査対象の抽出

対象箇所の抽出にあたっては，送電線並びにその周辺の地形状況が記載されている実測平面図等を使用して，人工的に土地の改変が加えられた箇所の抽出が実施されている。

また，送電線路周辺で発生した盛土に関する送電線の保守記録等の確認とともに車両やヘリコプター等による巡視で直接現地状況の確認が行われ，漏れの無いよう盛土箇所が抽出された。

抽出の結果，鉄塔 80 基のうち 2 基が現地踏査必要箇所に該当した。

なお，盛土の抽出の規模としては，基本的に，東北地方太平洋沖地震で倒壊した東京電力株式会社 66kV 夜の森線の周辺で発生した盛土崩壊箇所と同程度の規模の盛土が対象とされ，更なる安全性向上の観点から，それよりも小規模な盛土についても抽出対象とされた。

3.2　現地踏査結果

対象鉄塔 2 基について，当該盛土の立地状況や形状及び規模，鉄塔との距離等が確認された結果，鉄塔脚から盛土までの距離が十分離れており，仮に崩壊したとしても当該鉄塔への土砂流入はないと判断された。

4.　地すべりに対する鉄塔基礎の安定性評価結果

4.1　現地踏査対象の抽出

地すべり防止区域（地すべり等防止法），地すべり危険箇所（地方自治体指定），地すべり地形分布図（国立研究開発法人　防災科学技術研究所）に示される範囲及びその近傍に設置されている鉄塔が選定され，さらに空中判読により鉄塔との位置関係などが確認された。結果，該当するものは無く，基礎の安定性に影響はないと判断された。

5.　急傾斜地の土砂崩壊に対する鉄塔基礎の安定性評価結果

5.1　現地踏査対象の抽出

急傾斜地の土砂崩壊については，鉄塔周辺の傾斜の最大傾斜角が 30°以上かつ逆Ｔ字基礎が抽出された結果，鉄塔基礎 80 基のうち 5 基について現地踏査が必要な箇所が該当した。

5.2　現地踏査結果

対象鉄塔 5 基について，斜面勾配等の地形条件，斜面上の変状の有無，植生状況，地下水や表流水の集水条件等が調査された。また，安定性の評価にあたっては，『道路土工―切土工・斜面安定工指針』における「表層崩壊と落石の安定性評価の目安」や「斜面崩壊対策の調査」を参考に，地質専門家の意見をふまえた評価が行われた。

上述の現地踏査で収集した斜面勾配等の地形条件，地盤特性等に基づき，各鉄塔が評価された結果，崩壊や崩壊跡地が鉄塔近傍に見られた鉄塔や近接する斜面に湧水箇所がみられた鉄塔は無く，問題ないと判断された。

別紙２　吊り下げ設置型高圧遮断器について

1.　事象概要

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震による揺れで，東北電力株式会社女川原子力発電所１号機 高圧電源盤６－１Ａで火災が発生したことを受け，平成 23 年 5 月 31 日に発出された経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所における吊り下げ設置型の高圧遮断器に係る火災防護上の必要な措置の実施等について（指示)」（平成 23・05・30 原院第 2 号）に基づき，原子力発電所において所有している吊り下げ設置型高圧遮断器の有無を確認した。

2.　吊り下げ設置型高圧遮断器の有無

東海第二発電所で使用している吊り下げ設置型の高圧遮断器について調査した結果，吊り下げ設置型高圧遮断器は無かった。

別紙３　変圧器一次側の１相開放故障について

1.　外部電源系の変圧器の巻線仕様一覧

東海第二発電所の非常用高圧母線に電力供給する外部電源系の変圧器巻線仕様を第１表に示す。

第１表　変圧器の巻線仕様

変圧器名称	電圧	巻線の結線方法		
		一次側（外部電源側）	二次側（負荷側）	安定巻線※
起動変圧器２Ａ	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
起動変圧器２Ｂ	275kV／6.9kV	Y(直接接地)	Y(抵抗接地)	Δ
予備変圧器	147kV／6.9kV	Y(非接地)	Y(抵抗接地)	Δ

※安定巻線は，当該変圧器で発生する高調波等の抑制を目的で設置されている。

2.　１相開放故障発生時の検知について

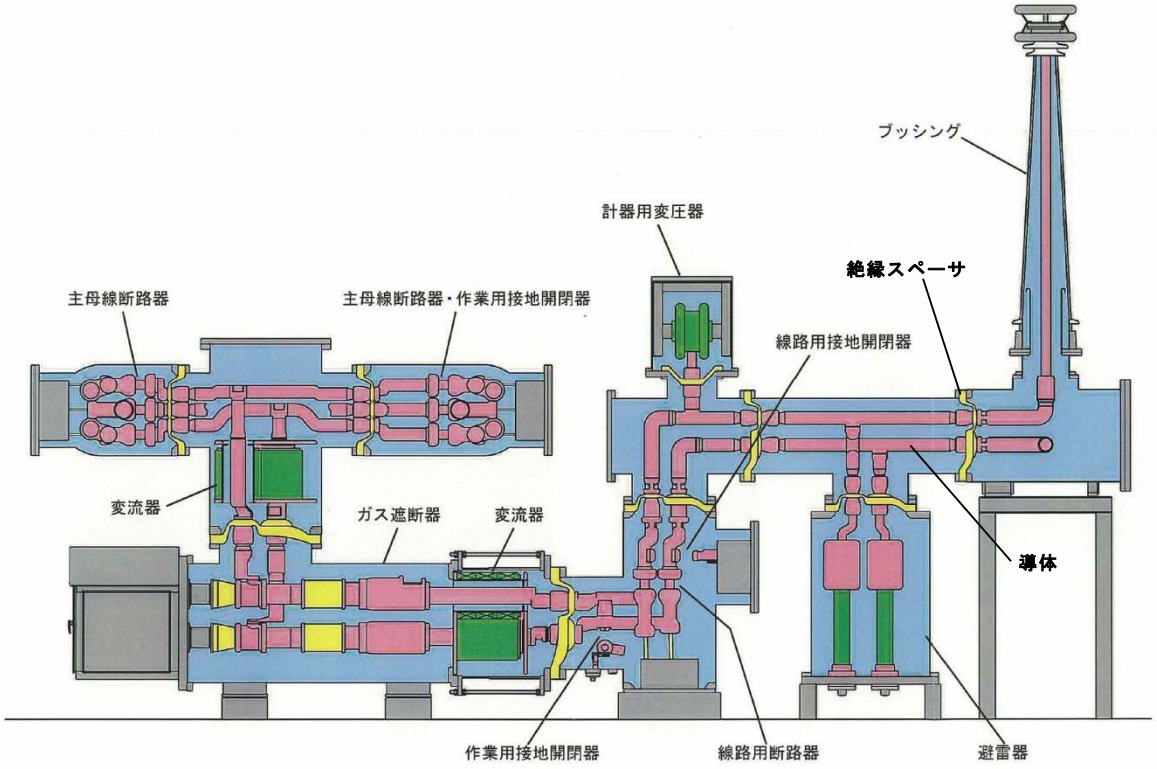
2.1　電流差動継電器（87）による検知

変圧器の一次側において，米国バイロン２号炉の事象のように１相開放故障が発生した場合，275kV 送電線及び 154kV 送電線接続箇所以外については，米国バイロン２号炉同様の気中に露出した接続ではなく，接地された筐体内等に導体が収納された構造である。このような構造の場合，導体の断線による１相開放故障が発生したとしても，接地された筐体等を通じて完全地絡となることで，電流差動継電器（87）による検知が可能である。

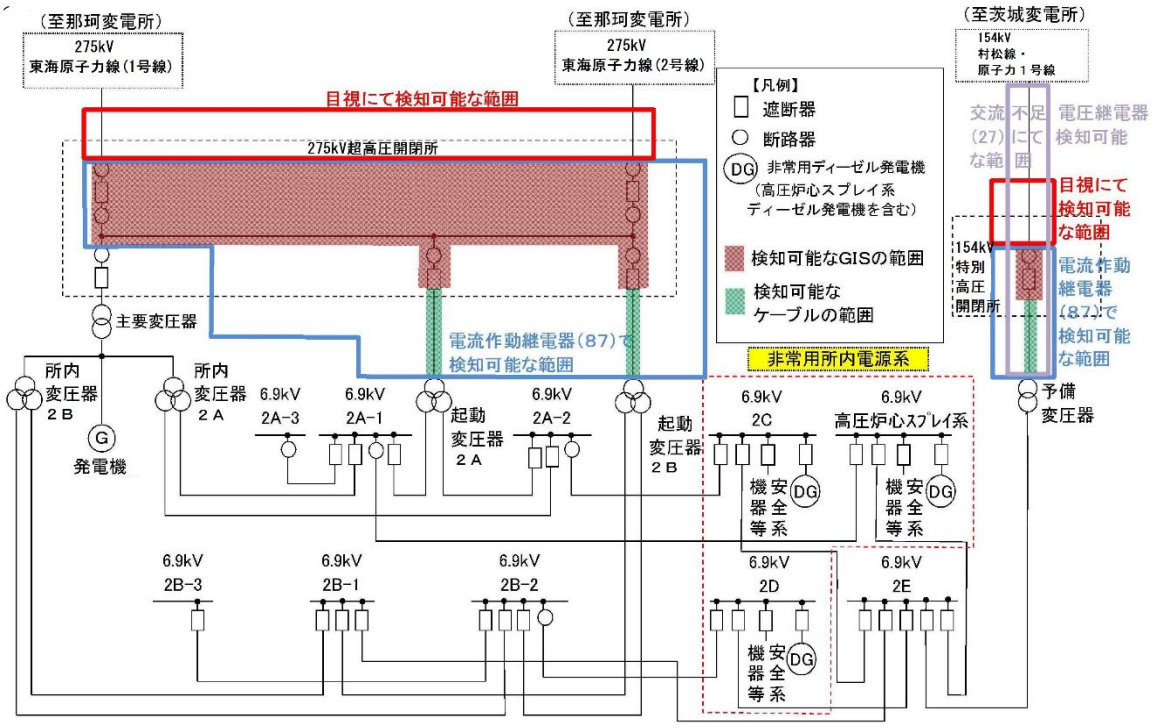
接地された筐体内等に導体が収納された構造の例を，第１図に示す。

また，完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位を，第２図に

示す。



第１図　接地された筐体内等に導体が収納された構造の例（GIS）



第２図　完全地絡による電流差動継電器（87）による検知部位

以下に GIS，変圧器及び CV ケーブルの構造，故障検知に関する詳細を示す。

(1)　GIS の故障検知について

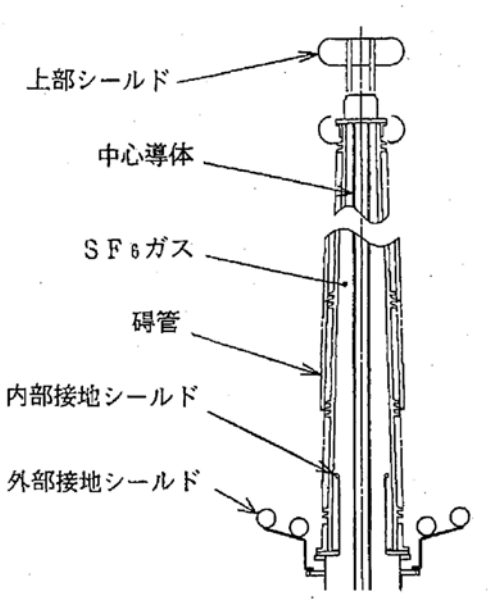
GIS は，接地されたタンク内に導体が収納されており，絶縁性の高い SF_6 ガスにより絶縁が確保されている。

GIS は，ブッシングを通じて架線と接続する構成である。

ａ．ブッシング

ブッシングは，磁器碍管に導体等が収納された構造となっており，ブッシング内導体の破損については，磁器碍管の破損がない限り考えにくい。ブッシングの外観及び内部構造部の例を，第 3 図に示す。

仮に，磁器碍管の破損による故障が発生した場合，導体と筐体間で地絡が発生する。その場合，電流差動継電器（87）が設置されており，検知が可能である。



第 3 図　ブッシングの外観及び内部構造部の例

b．GIS（ブッシング除き）

①　導体

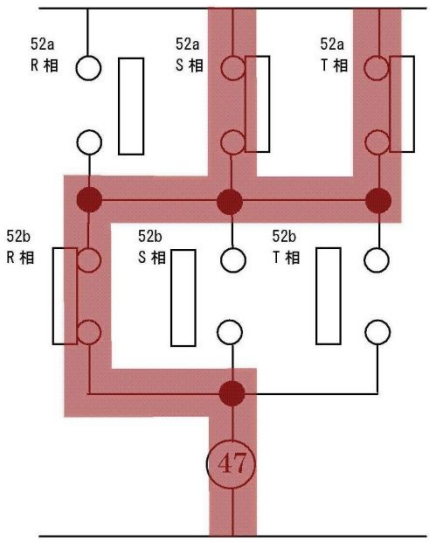
GIS は，第 1 図のとおり絶縁スペーサで GIS 内の導体を支持する構造となっており，絶縁スペーサは，機械的強度が高く壊れる可能性が小さいと考えられることから，導体の脱落が生じにくい構造となっている。したがって，GIS 内部での 1 相開放故障は発生しにくい構造である。

仮に絶縁スペーサが破損した場合，導体と筐体間で地絡が発生する。その場合，電流差動継電器（87）が設置されており，検知が可能である。

②　遮断器の投入動作不良による欠相の検知

遮断器により 1 相開放故障が発生する要因として，各相個別に開放及び投入が可能な遮断器の投入動作不良による欠相が考えられる。しかし，投入動作不良による欠相が発生した場合においては，欠相継電器（47）を設置し，検知可能となる。（第 4 図参照）

欠相が生じた場合，欠相保護継電器が動作し，遮断器は 3 相開放されるため，欠相状態は解除され，また警報により，1 相開放故障の検知が可能である。



第 4 図　遮断器投入不良による 1 相開放故障検知インターロック概要

③　断路器の投入動作不良による欠相の検知

断路器投入時は遮断器開放状態であり，投入操作時は現場に運転員がいるため，投入状態の確認が可能であることから，投入動作不良による欠相の検知は可能である。

なお，断路器通電状態の場合は，開放及び投入不可のインターロックが構成されており，操作不可である。

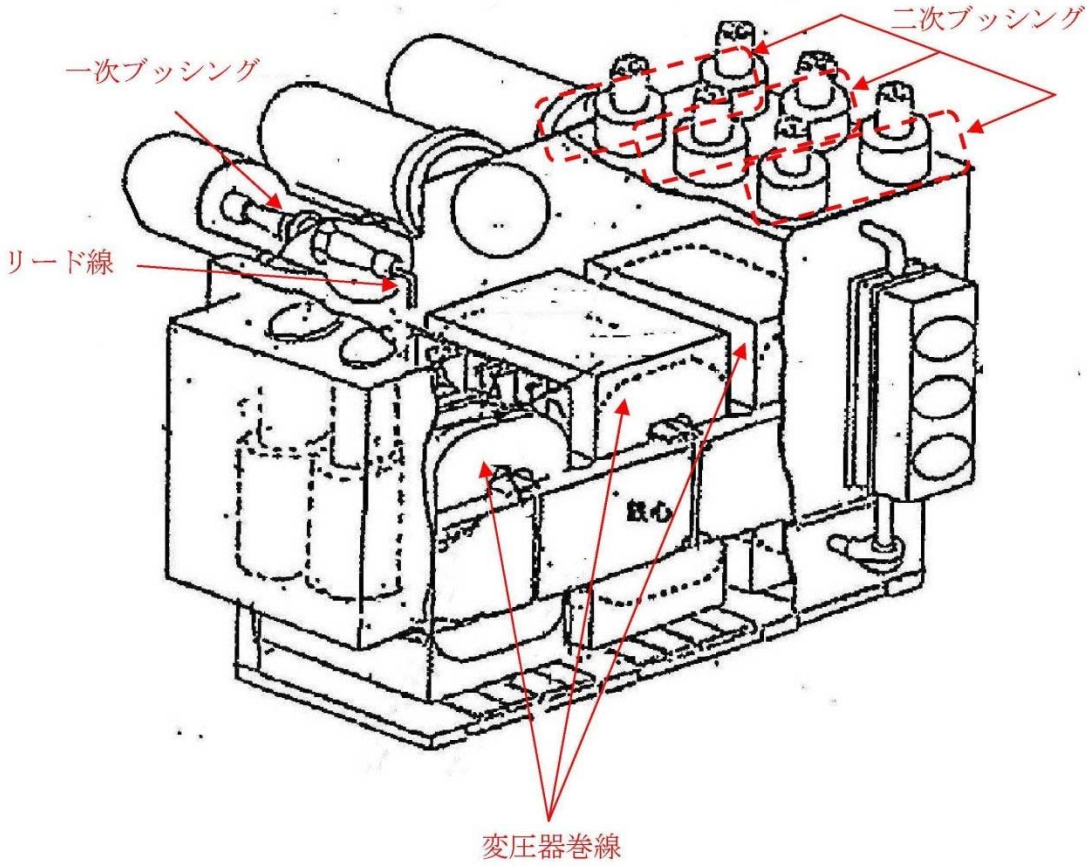
(2) 変圧器の故障検知について

変圧器は接地された筐体内に導体が収納されており，絶縁油により絶縁が確保されている。導体は，タンク内ブッシングを介し，変圧器巻線へと連結した構造である。

変圧器は，十分強度を持った筐体内にあるため，断線が発生する可能性は低い。

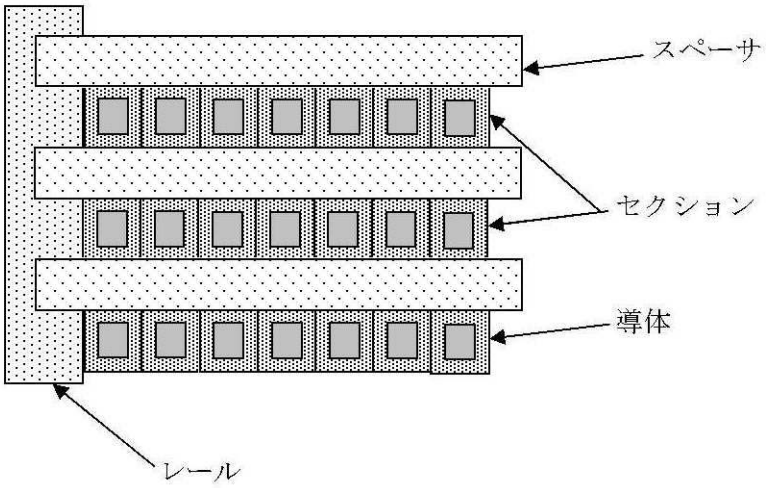
仮に，変圧器の筐体内で断線が発生した場合，アークの発生により衝撃油圧継電器による機械的保護継電器が動作することにより検知に至る

場合や，地絡が生じることによって電流作動継電器（87）検知が可能である。変圧器構造概要を第5図に示す。



第5図　変圧器構造概要

なお，変圧器巻線概要については第6図のとおり複数の導体により構成されており，断線が発生し，1相開放故障が発生する可能性は低い。

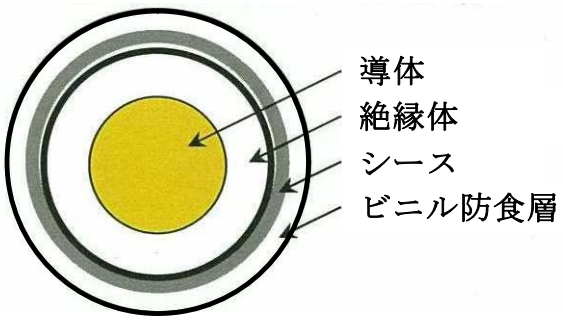


第 6 図　変圧器巻線概要

(3) CV ケーブルの故障検知について

CV ケーブルは絶縁体と接地されたシースに導体が内包されており，導体の断線が起きにくい構造となっている。仮に，断線が発生した場合でも，アークの発生により接地されたシースを通じ，地絡が発生し電流作動継電器（87）が動作し，異常を検知することが可能。

CV ケーブル構造図を第 7 図に示す。



第 7 図　CV ケーブル構造図

別紙４　１相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について

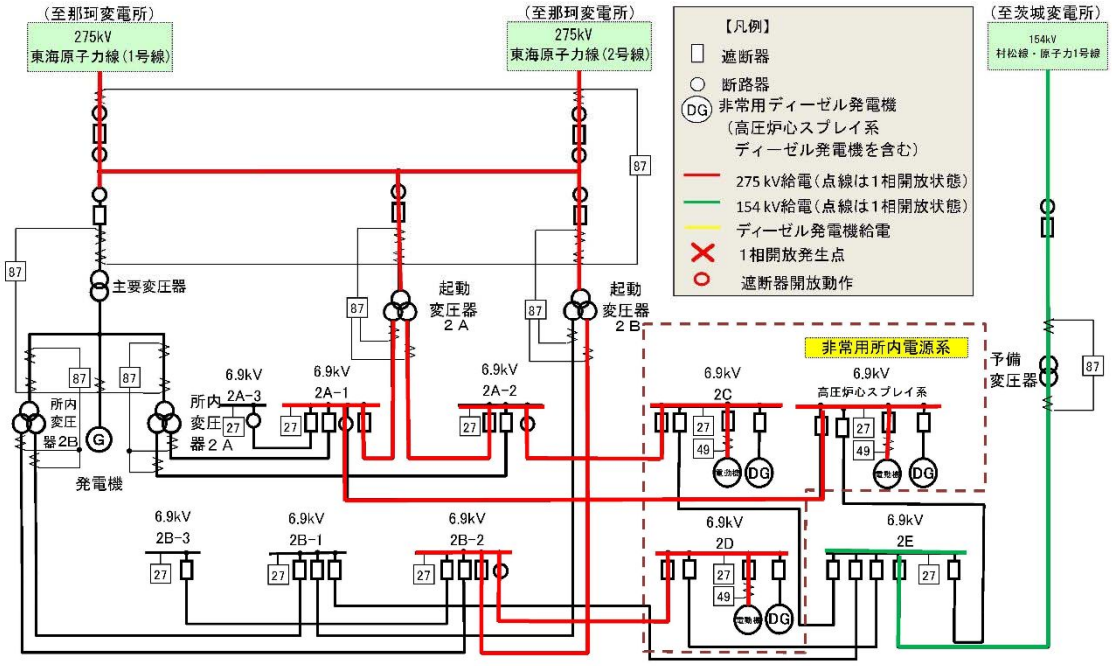
（6.9kV　2C，6.9kV 高圧炉心スプレイ系で説明）

4－1　275kV 送電線で発生する１相開放故障

（目視による確認）

(1)　１相開放故障直前の状態

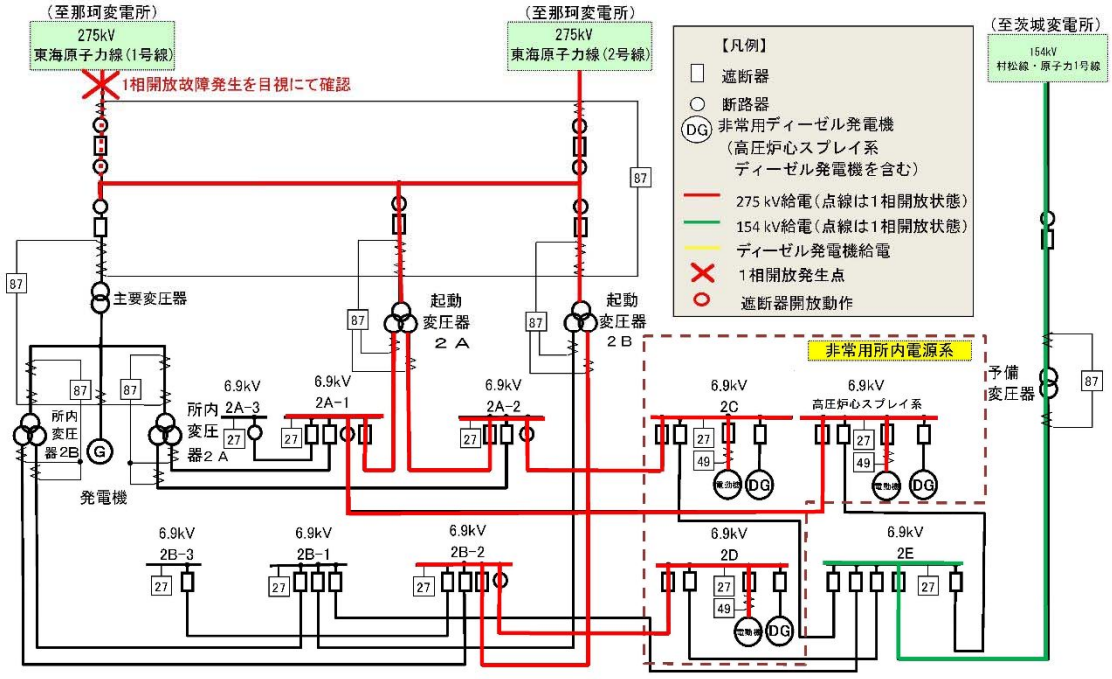
275kV 東海原子力線から 275kV 超高圧開閉所，起動変圧器，6.9kV 常用母線（6.9kV 2A-1,2A-2）を経由し，非常用高圧母線を受電している状態を想定する。（第１図）



第１図　１相開放故障直前の状態

(2)　1相開放直後の状態

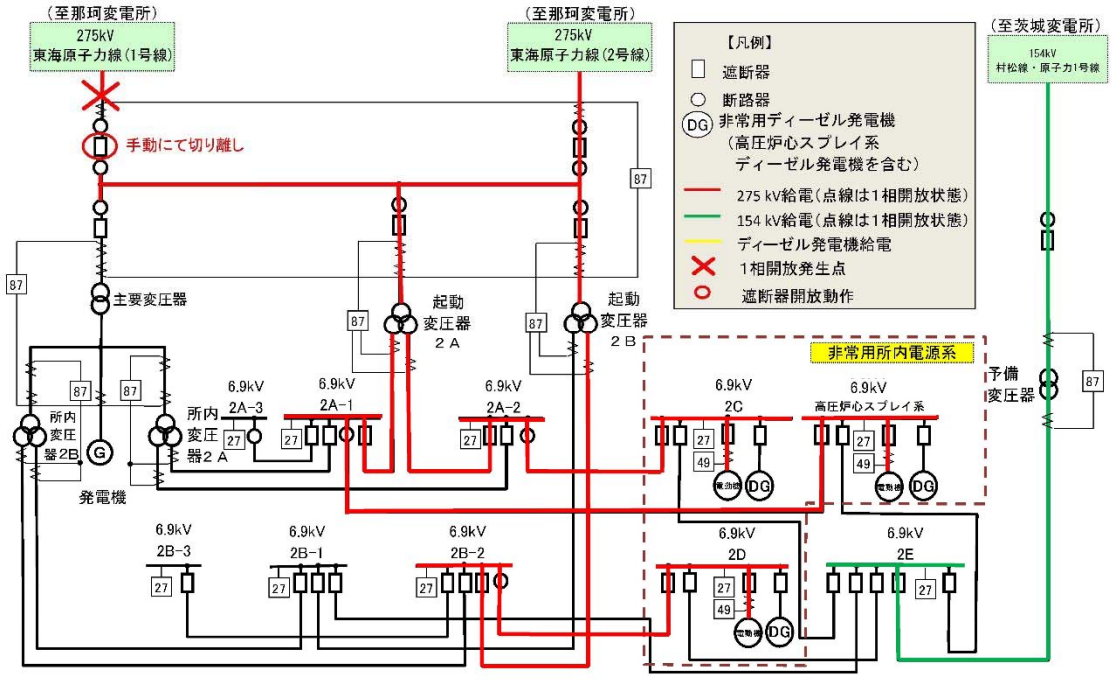
275kV東海原子力線の1回線で1相開放故障が発生すると，故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は，275kV東海原子力線の1回線にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。（第2図）



第2図　1相開放故障直後の状態

(3)　故障箇所を隔離した状態

運転員の操作により，275kV 東海原子力線 1 回線を外部電源系から隔離すると，残り 1 回線で電力供給を行う。（第 3 図）



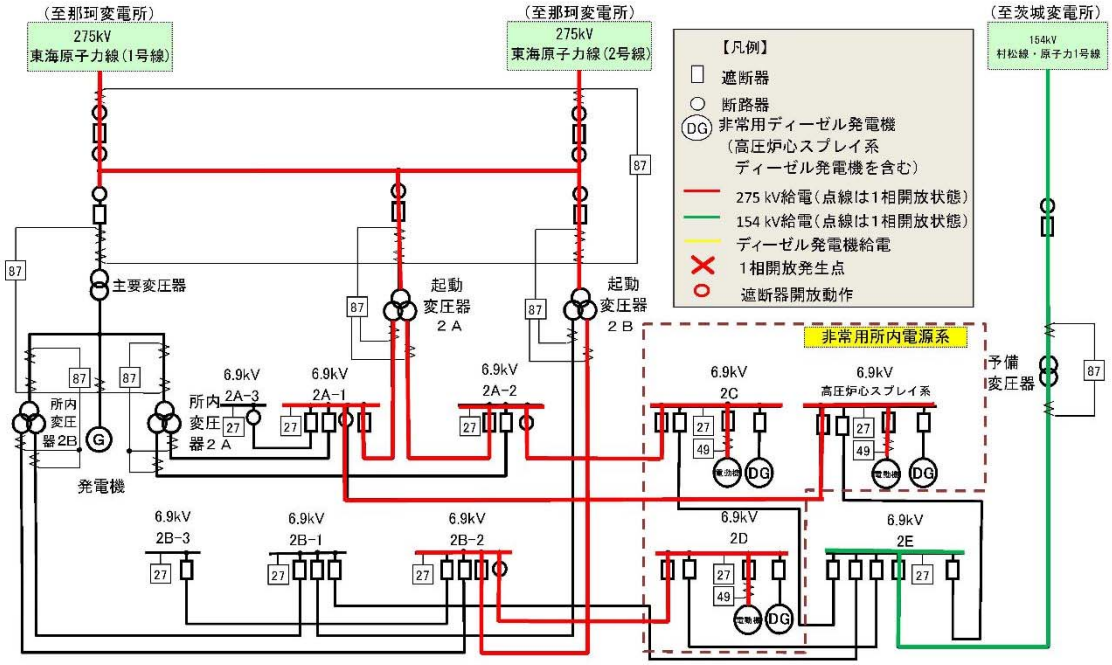
第 3 図　故障箇所を隔離した状態

4－2　予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障

（目視にて検知）

(1)　1 相開放故障直前の状態

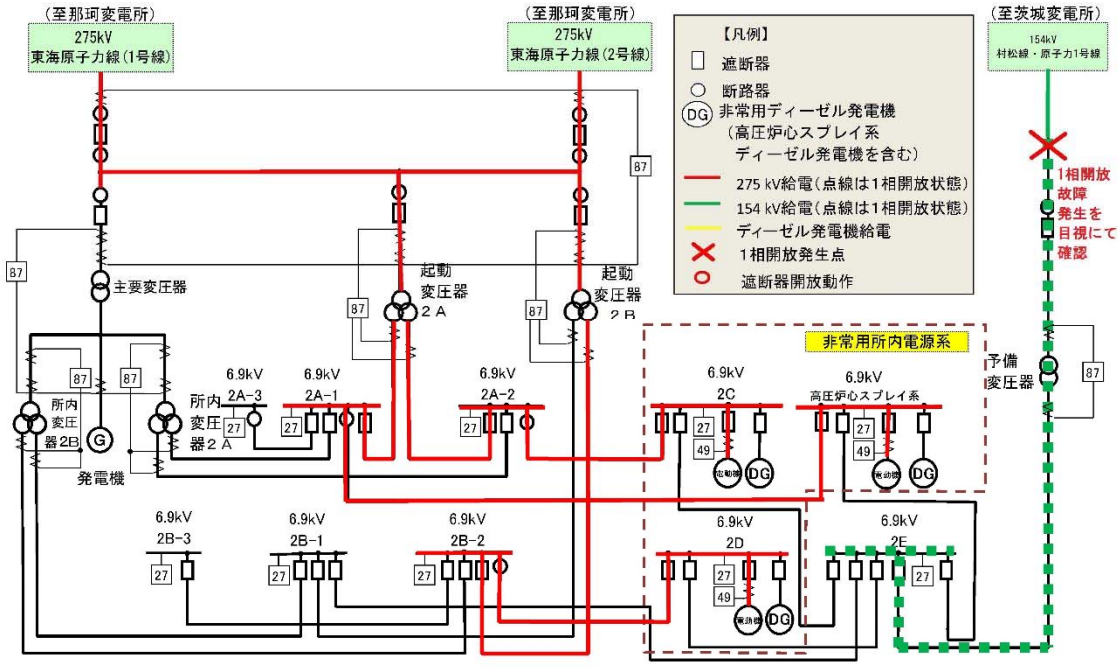
275kV 東海原子力線から 275kV 超高圧開閉所，起動変圧器，6.9kV 常用母線(6.9kV 2A-1,2A-2)を経由し，非常用高圧母線を受電している状態を想定する。(第 4 図)



第 4 図　1 相開放故障直前の状態

(2)　1相開放故障直後の状態

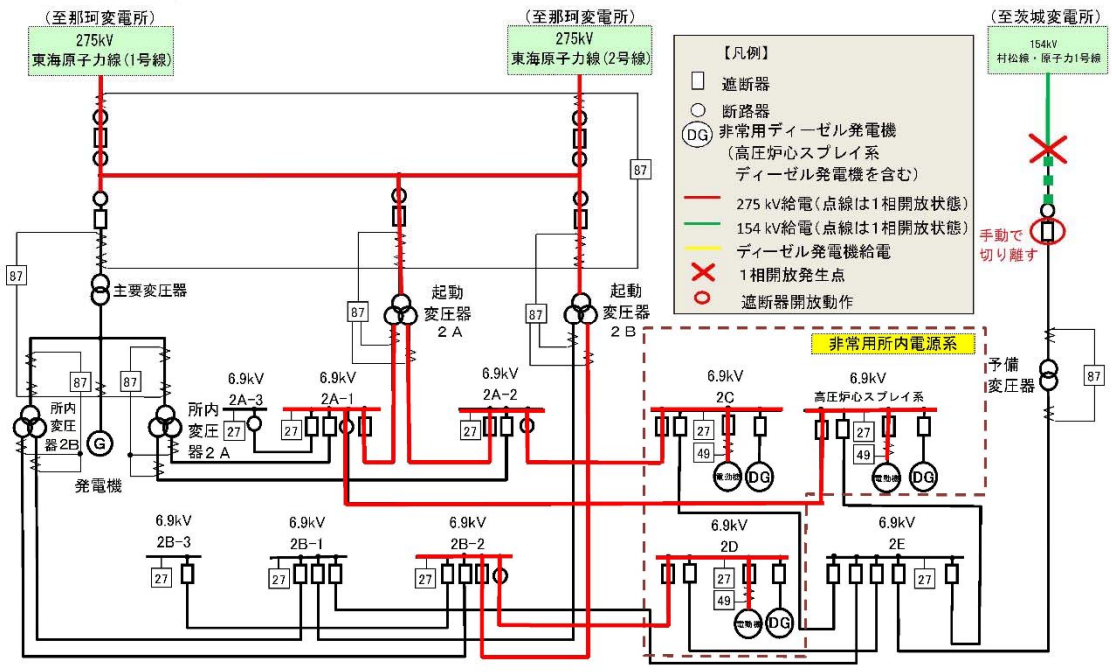
予備変圧器の一次側で1相開放故障が発生すると，故障部位を目視で確認できる。このことから運転員は，予備変圧器一次側にて1相開放故障が発生したことを検知可能である。（第5図）



第5図　1相解放故障直後の状態

(3)　故障箇所を隔離した状態

運転員の手動操作により，予備変圧器を外部電源から隔離すると 275kV 東海原子力線 2 回線で電力供給を行う。（第 6 図）



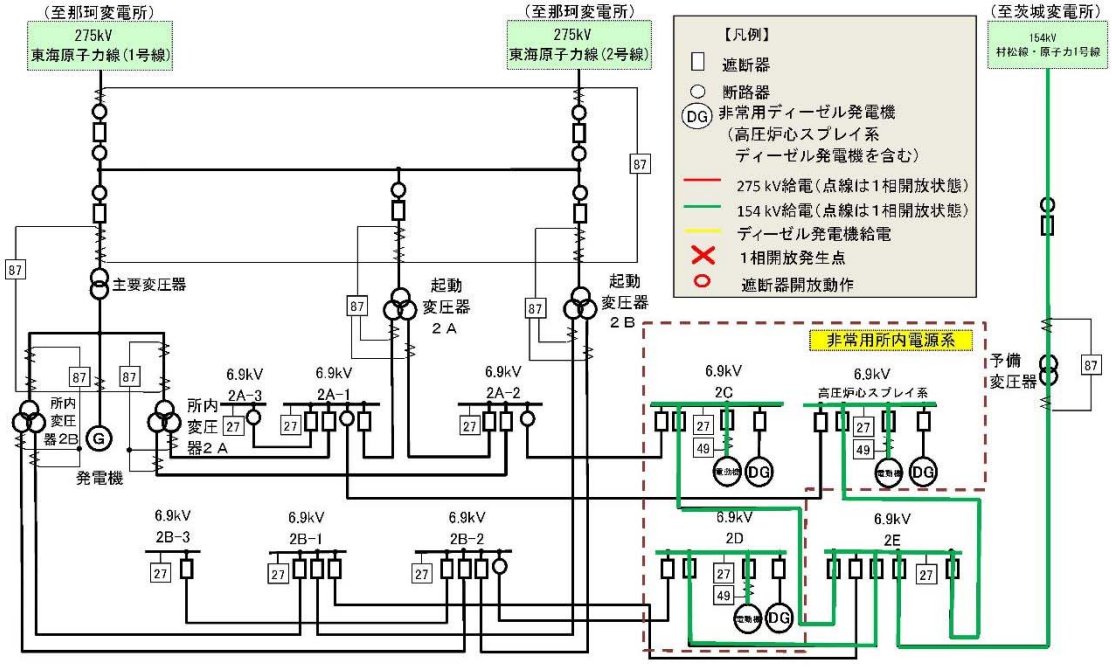
第 6 図　故障箇所を隔離した状態

4－3　予備変圧器一次側で発生する 1 相開放故障

（交流不足電圧継電器（27）にて検知）

(1)　1 相開放故障直前の状態

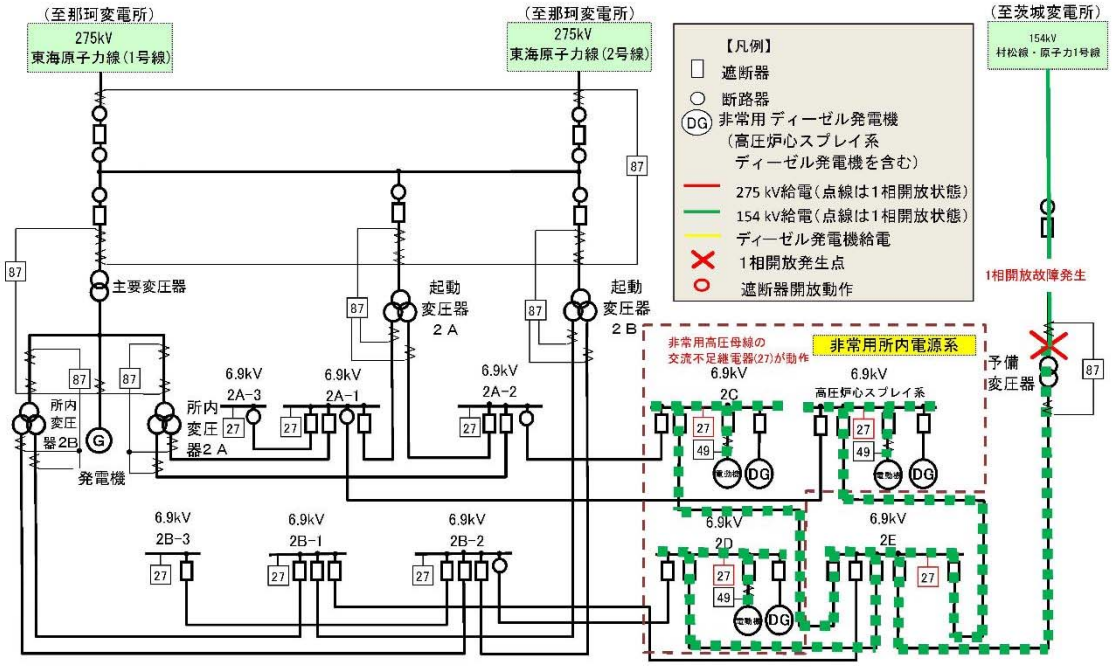
154kV 村松線・原子力 1 号線から予備変圧器，6.9kV 高圧母線 2E を経由し，非常用高圧母線を受電している状態を想定する。（第 7 図）



第 7 図　1 相開放故障直前の状態

(2)　1相開放故障直後の状態

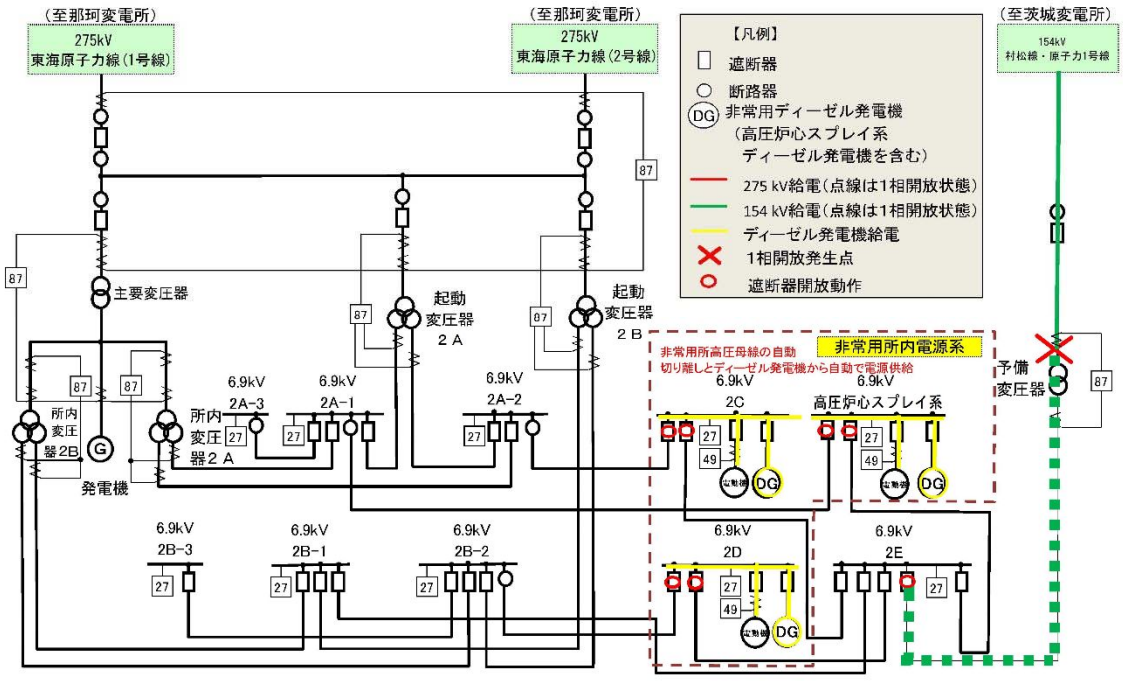
予備変圧器の一次側で1相開放故障が発生すると，予備変圧器から受電していた複数の母線の交流不足継電器（27）が動作する。このことから運転員は予備電源変圧器にて1相開放故障を含めた異常が発生したことを検知可能である。（第8図）



第8図　1相開放故障直後の状態

(3)　非常用高圧母線を隔離した状態

交流不足継電器（27）の自動操作により，非常用高圧母線を外部電源から隔離すると，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が自動起動し，負荷に電力を供給する。（第 9 図）



第 9 図　非常用高圧母線を隔離した状態

別紙 5　那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について

那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合には変電所や送電線の所有者である東京電力パワーグリッド株式会社が確実に東海第二発電所へ電力供給が行えるか，また，電力供給後に東海第二発電所が確実に受電できるか，受電時の東京電力パワーグリッド株式会社及び東海第二発電所の連携の確実性も含めて，設備面及び運用面で評価を行った。

1. 設備面の検討

①那珂変電所が全停した場合

那珂変電所が全停した場合，第１図の様に[redacted]して，新筑波変電所から石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所を経由して東海第二発電所が受電することになる。

[redacted]

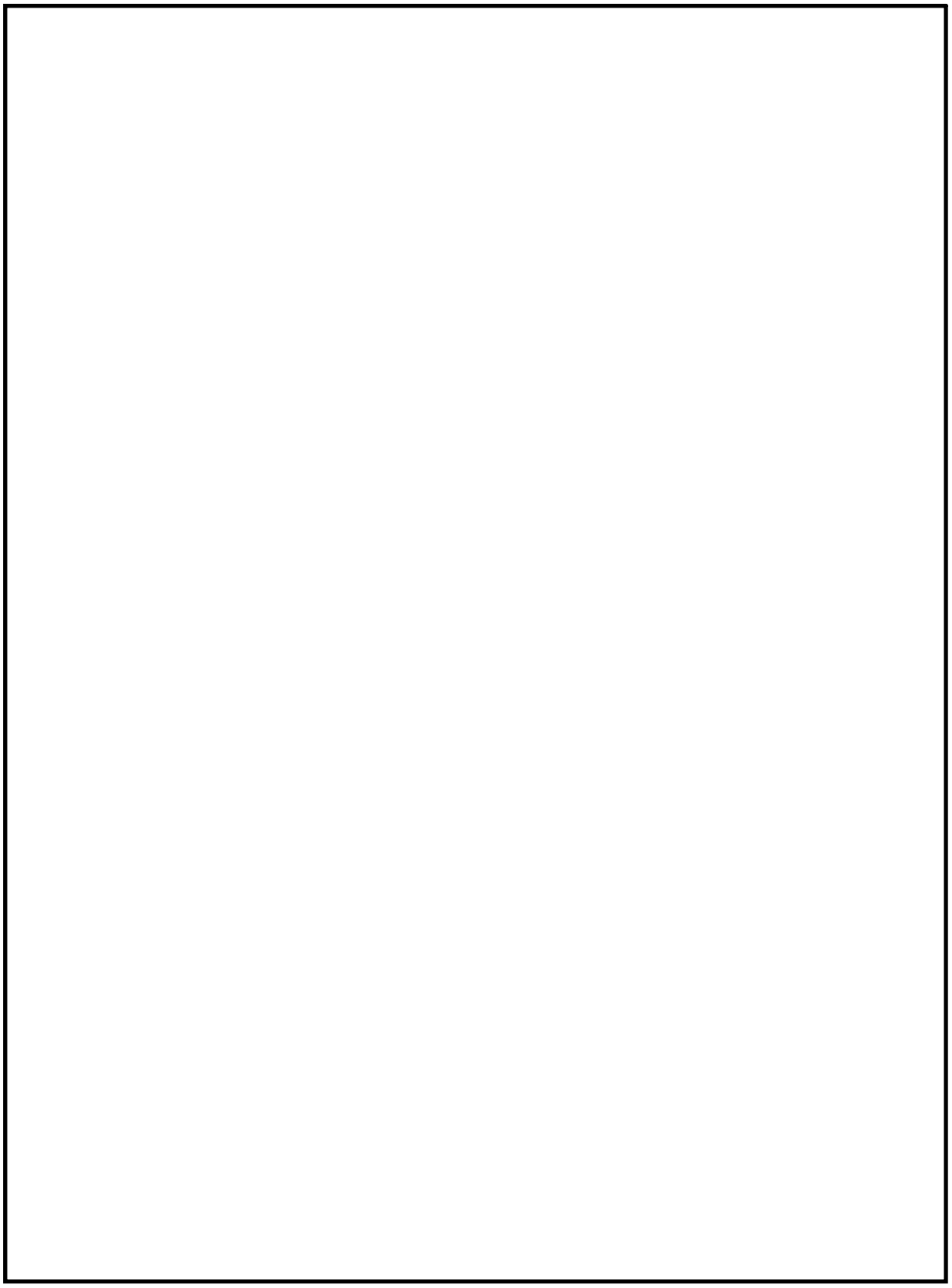
第１図　那珂変電所全停時の東海第二発電所の外部電源受電経路

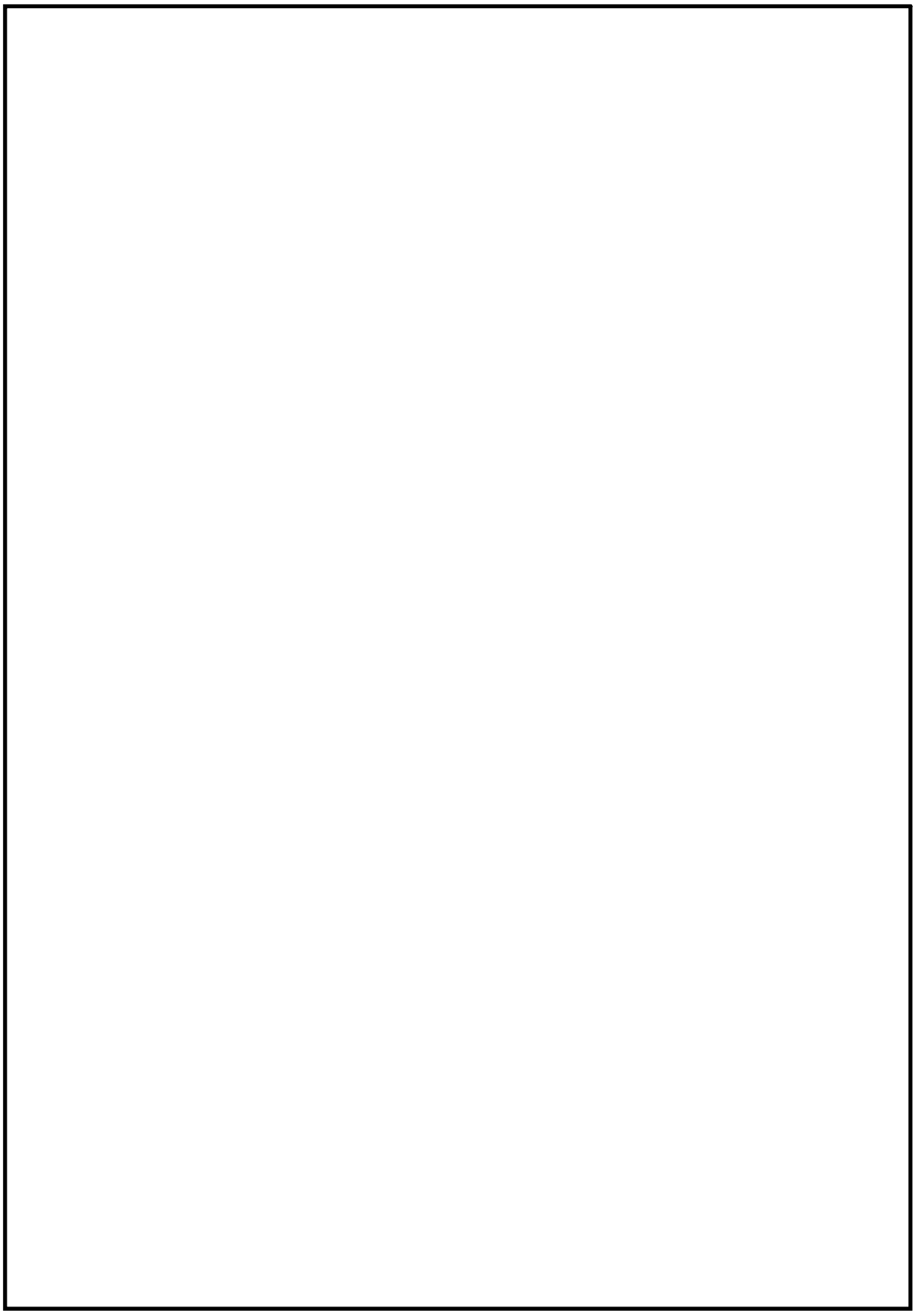
・東京電力パワーグリッド株式会社は，東海第二発電所が新筑波変電所から受電する際に投入する当該遮断器（通常時は開放）について以下を確認している。（第 2 図）

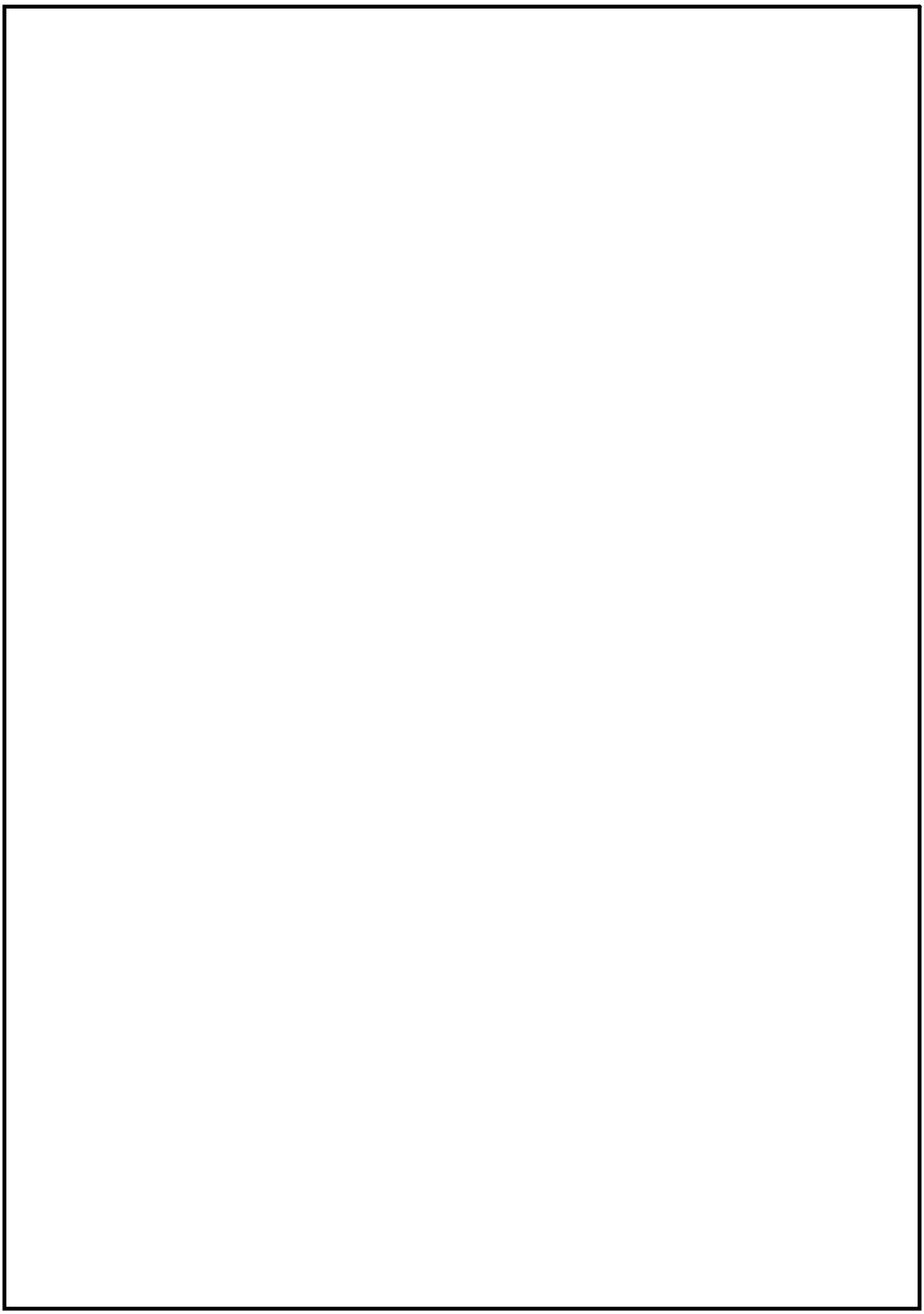
(a) 通常時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時には，事故電流が増大し遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）を超過する場合があり，事故の影響が広範囲の需要家に及ぶ可能性がある。

(b) 那珂変電所全停時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時には那珂変電所からの事故電流の流入がないため，遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）は超過しない。

当社は送電系統の構成を確認し，当該遮断器の運用に問題ないことを確認した。







・石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所間では，潮流の流れが通常と逆になるが，東京電力パワーグリッド株式会社は，同区間の保護装置の設置状況から潮流が逆向きとなった場合でも，保護装置で送電設備の保護が可能であることを確認している。当社も同区間の保護装置の設置状況から，東京電力パワーグリッド株式会社の確認結果に問題ないことを確認した。

・東京電力パワーグリッド株式会社は，那珂変電所全停時に，新筑波変電所から東海第二発電所に送電した場合に，東海第二発電所に到達する電圧が許容範囲内であることをシミュレーションで確認している。当社も本シミュレーション結果を確認し，到達電圧が許容範囲内であることを確認した。

以上のことより，当社は那珂変電所が全停した場合の受電経路の設備面に問題ないと評価した。

②茨城変電所が全停した場合

茨城変電所が全停した場合，東海第二発電所は那珂変電所から 275kV 東海原子力線を通して受電し続けることができるため，東海第二発電所は停電することがないので，設備面の問題はない。

以上のことより当社は那珂変電所又は茨城変電所が停止した場合の東海第二発電所への電力供給について設備面で問題ないと評価した。

2.運用面検討

①那珂変電所が全停した場合

(1)復旧手順

那珂変電所が全停した場合，東海第二発電所は，新筑波変電所から石岡変電所－西水戸変電所－茨城変電所を経由して受電する。受電にあたっては，東京電力パワーグリッド株式会社は以下(a)～（c）の操作を全て茨城給電所にて遠隔で行う。

(a)各変電所の遮断器及び断路器の操作

(b)系統の電圧等確認

(c)必要に応じ系統の電圧等調整

これら那珂変電所全停時において東京電力パワーグリッド株式会社は，茨城給電所が定めている系統事故時に使用する系統復旧手順書を用いて東海第二発電所に電力供給を行う。

当社は，東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所が定めている系統復旧手順書に那珂変電所停電時の復旧手順が定められていること，[redacted]を確認した。

(2)復旧訓練

(a)東京電力パワーグリッド株式会社の訓練

東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所では，年 2 回の頻度で系統事故の復旧訓練を行っており，那珂変電所が全停した場合の訓練を至近では H27 年度に実施している。

年 2 回の系統事故の復旧訓練内容については主に開閉器の入・切操作などであり，那珂変電所全停時の復旧訓練とその他の系統事故の復旧訓練に大差はないこと，及び那珂変電所全停時にはあらかじめ定

めている系統復旧手順書に基づき操作をおこなうことから，那珂変電所全停時には速やかな対応が可能であると当社は評価した。

なお，東京電力パワーグリッド株式会社は，継続的に系統事故の復旧訓練を実施していくとしており，当社もその実績を確認していく。

(b)東海第二発電所の訓練

東海第二発電所の外部電源喪失事故に係る東海第二発電所の運転員の訓練は，年 1 回以上の頻度で，中央制御室での事故を模擬した訓練やシミュレータを使用した訓練として実施しており速やかな外部電源の復旧対応が可能である。

(c)東京電力パワーグリッド株式会社と東海第二発電所の連携

那珂変電所全停時における，茨城変電所からの受電の際は，東京電力パワーグリッド株式会社の茨城給電所と東海第二発電所との連携が必要となる。この手順は，村松線・原子力１号線若しくは東海第二発電所構内受電設備の計画停電後の受電手順（茨城給電所から東海第二へ受電可連絡→東海第二で受電操作→東海第二から茨城給電所に受電完了連絡）と同一であり，通常時から両社の連携はとれていることから，当社は問題ないと評価した。

②茨城変電所が停止した場合

茨城変電所が全停した場合，東海第二発電所は那珂変電所から 275kV 東海原子力線を通して，系統復旧操作等を行わずに受電し続けることができるため，運用面の問題はない。

当社は運用面における，那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給については，系統復旧手順が整備され，訓練等も定期的に行われており，問題ないと評価した。

3. まとめ

那珂変電所又は茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給について，東京電力パワーグリッド株式会社の評価結果等を基に，設備面及び運用面から評価した結果，東海第二発電所への電力の供給は確実に行われると評価した。

東海第二発電所の外部電源の信頼性について

（東京電力ホールディングス株式会社 作成資料）

1.　東海第二発電所の外部電源の信頼性確保について

東海第二発電所の外部電源の信頼性に関しては，経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示)」（第 3 図）に基づき，東京電力株式会社が電力系統の電力供給信頼性について分析及び評価を実施し，「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（東京電力株式会社：平成 23 年 5 月 16 日報告）（第 4 図)）にて，東海第二発電所への電力系統の信頼性は充分であると報告している。

経 済 産 業 省

平成２３・０４・１５原院第３号
平 成 ２ ３ 年 ４ 月 １ ５ 日

原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について
（指示）

経済産業省原子力安全・保安院
ＮＩＳＡ－２３８ｂ－１１－３
ＮＩＳＡ－１６１ｂ－１１－１

平成２３年４月７日宮城県沖地震により、東北電力株式会社管内において広域にわたる停電が発生しました。この停電に伴い、同社東通原子力発電所及び日本原燃株式会社六ヶ所再処理事業所において、一時的に、外部電源の喪失が発生しました。

この事象の原因については、電力系統の一部における地絡事故を発端として、原子力発電所及び再処理施設（以下「原子力発電所等」という。）への外部電源を供給する電力系統の停止に至ったことから、電力系統の信頼性に課題が生じたものです。このため、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、一般電気事業者等に対して、以下のとおり（再処理施設にあっては、下記１．及び４．のみ)、対応するよう指示します。また、これらの実施状況について、平成２３年５月１６日までに当院に報告することを求めます。

記

１．地震等による供給支障等により原子力発電所等の外部電源に影響を及ぼす事態が生じることに関して、原子力発電所等への電力供給に影響を与え得る貴社の電力系統の供給信頼性について分析及び評価するとともに、当該分析及び評価を踏まえ、当該原子力発電所等への電力の供給信頼性を更に向上させるための対策（原子力発電所内電源の強化を含む。）を検討すること。再処理施設にあっては、当該施設への電力系統の供給信頼性に係る上記対策に対応した施設内の設備の整備について検討すること。

第３図　経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示)」（抜粋）

２．４　評価結果（東海第二原子力発電所）

起点となる 500kV 変電所から東海第二原子力発電所への供給ルートにある送変電設備について評価を行った。

その結果、評価ケースによっては外部電源が一旦喪失し、所内電源による一時的な対応が必要となるものの、系統切替により外部電源が速やかに回復（※）することから、電力系統の供給信頼性は充分であると評価した。

（※）万が一、所内電源も含めた全交流電源が喪失した場合でも、原子炉隔離時冷却系（ＲＣＩＣ）の制御電源は 8 時間維持されるように設計されている。外部電源はこれに比べ充分速やかに回復する（最長となるケースの場合、系統切替に約 80 分、及び東海第二原子力発電所における受電操作に約 30 分）。

東海第二原子力発電所の電源線は、275kV 送電線 1 ルート 2 回線、および 154kV 送電線 1 回線により構成されている。上記の評価結果は、異なる 2 つの送電ルートが電源線として確保されており、系統切替による外部電源の確保が可能なことによるものである。

第 4 図　「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（東京電力株式会社：平成 23 年 5 月 16 日報告）」（抜粋）

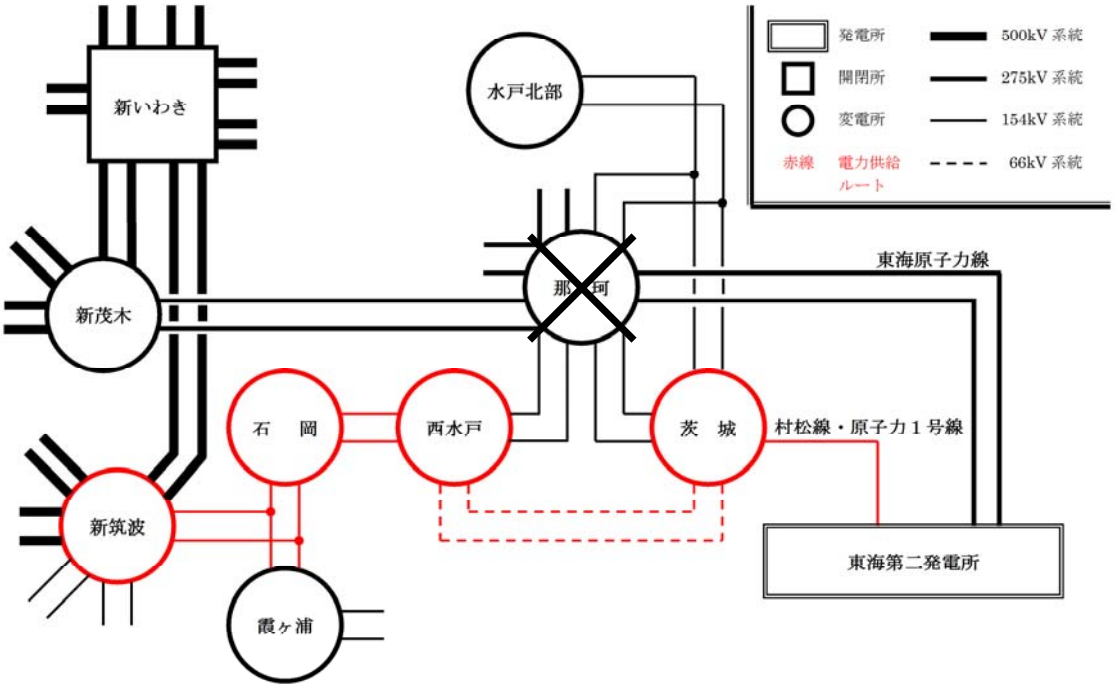
以下に，那珂変電所及び茨城変電所全停時の対応について記載する。

2.　那珂変電所又は茨城変電所全停時の電力供給系統について

2.1　那珂変電所全停時の電力供給系統

那珂変電所が全停した場合，東京電力パワーグリッド株式会社により系統切替（約 80 分）を行い，新筑波変電所から石岡変電所を経由し，西水戸変電所及び茨城変電所でそれぞれ降圧，昇圧のうえ，村松線・原子力１号線で東海第二発電所へ電力供給する。

那珂変電所全停時の電力供給系統を，第 5 図に示す。

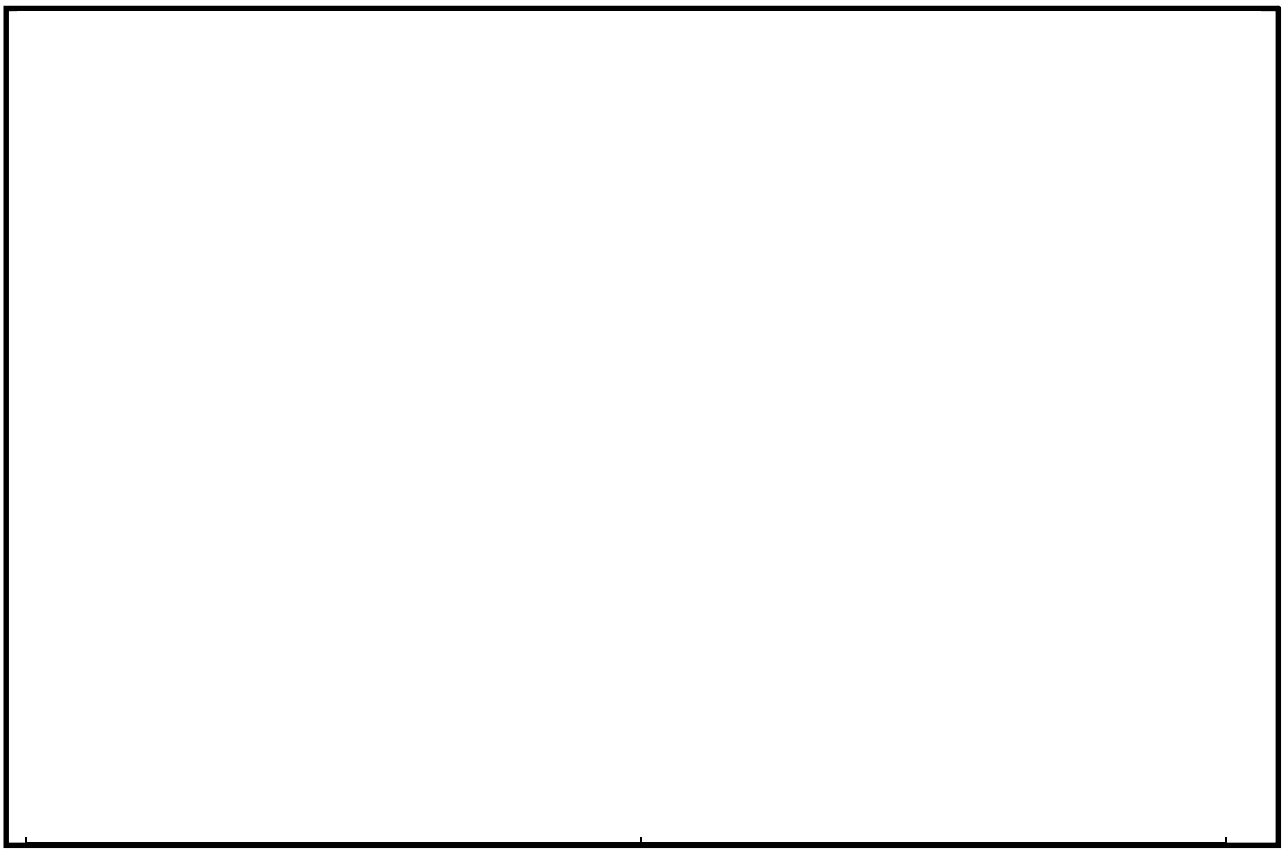


第 5 図　那珂変電所全停時の電力供給系統

2.2　那珂変電所全停時の電力供給ステップ

那珂変電所が全停した場合，東海第二発電所への電力供給は一時的に停止するが，以下のステップにより約 110 分で東海第二発電所へ電力が供給される。

那珂変電所全停時の電力供給ステップを，第 6 図に示す。



第 6 図　那珂変電所全停時の電力供給ステップ

2.3　那珂変電所が全停した場合の電力供給手順及び監視体制

那珂変電所が全停して復旧不能に陥った場合の詳細な電力供給手順を示す。

基幹系統給電指令所，茨城給電所及び東海第二発電所は，所管する系統の事故状況をそれぞれ同時平行で確認する。

次に，基幹系統給電指令所にて，各所からの状況報告を受け，茨城給電所と相互に確認し，復旧方針を決定する。復旧方針の決定においては，日本原子力発電株式会社及び東京電力パワーグリッド株式会社等の間で協定されている給電協定書に基づき，可能な限り受給の継続又は回復が優先される。

その後，基幹系統給電指令所では，各所に復旧方針の連絡が行われる。事故発生から，ここまでに要する時間は約 30 分である。

次に，茨城給電所は，各変電所の復旧操作を順次行い，村松線・原子力 1 号線を復旧したうえで，東海第二発電所に対して外部電源系からの電力供給が可能である旨の連絡を行う。具体的には，茨城給電所は，各変電所の遮断器及び断路器の遠隔操作，系統の電圧等パラメータ確認，確認後必要に応じ電圧等の調整操作を行う。これらの操作内容を考慮しても 80 分（発電所内での受電操作に要する約 30 分を含めても 110 分）で復旧可能であると評価している。

新筑波変電所から東海第二発電所への送電線について第 7 図に示す通り，通常時は系統事故時の事故電流を遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）以下で運用するために，[redacted]の遮断器を開放している箇所がある。新筑波変電所からの受電時においては，通常時に開放している遮断器の一部を投入することになるが，通常時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時には，事故電流が増大し遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）を超過する場合がある。

一方，那珂変電所全停時に当該遮断器を投入した場合，系統事故発生時

には那珂変電所から事故電流が流入することがないため遮断器の電流遮断能力（遮断器耐量）は超過しない。

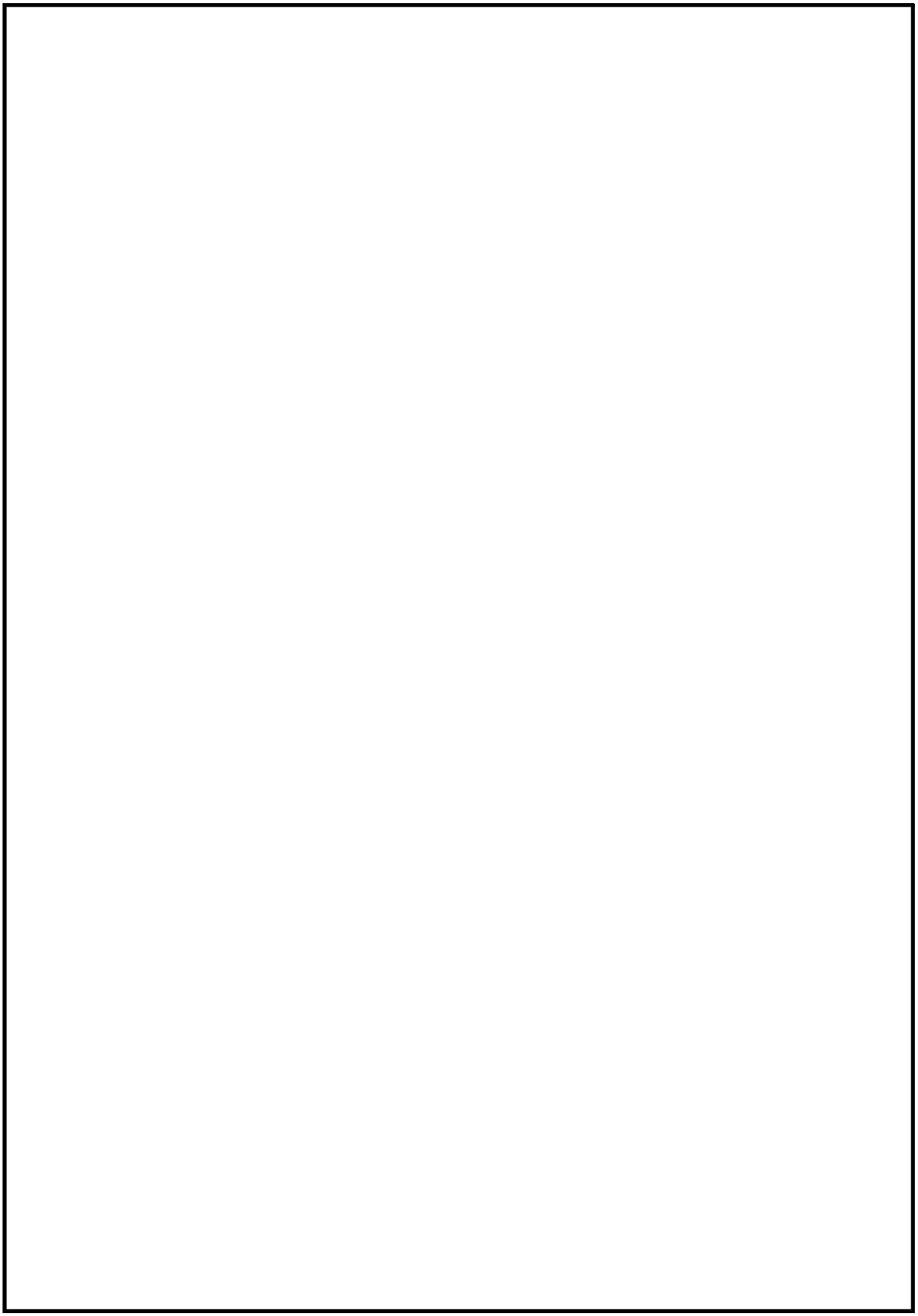
また，潮流などが通常と異なるが，第 13 図に示すとおり通常とは異なる潮流でも保護装置が対応できること，第 14 図に示すとおり送電設備の容量内で東海第二発電所の到達電圧に問題ないこと等を確認している。また，第 16 図及び 17 図に示すとおり那珂変電所が停電した際にも各発電機の安定及び新筑波変電所母線電圧に問題がないこと等から，受電に問題ないことを確認している。

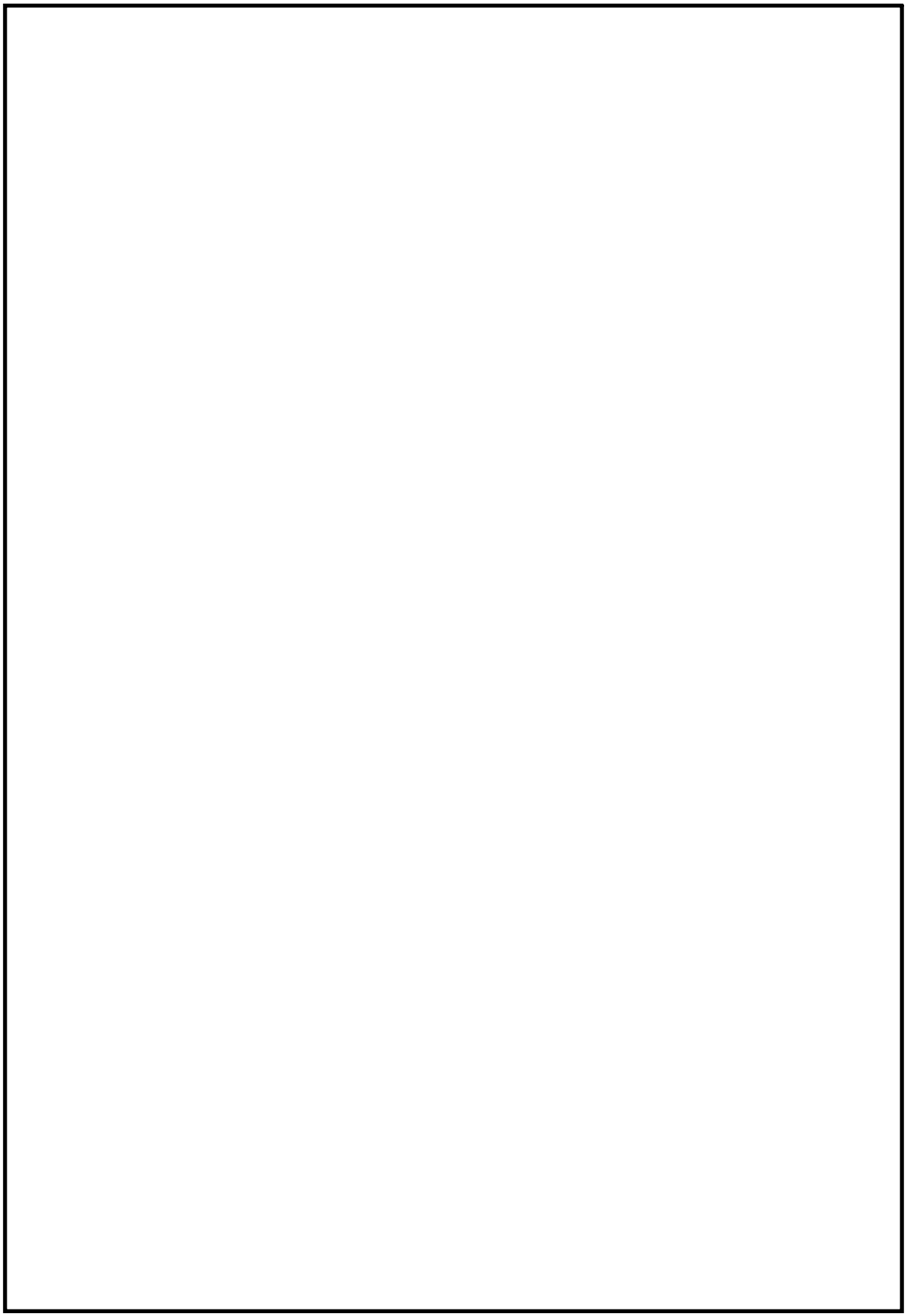
那珂変電所が全停した場合の復旧手順は，茨城給電所にてあらかじめ定めている系統事故時の系統復旧手順書を用い，操作を行うこととしている。

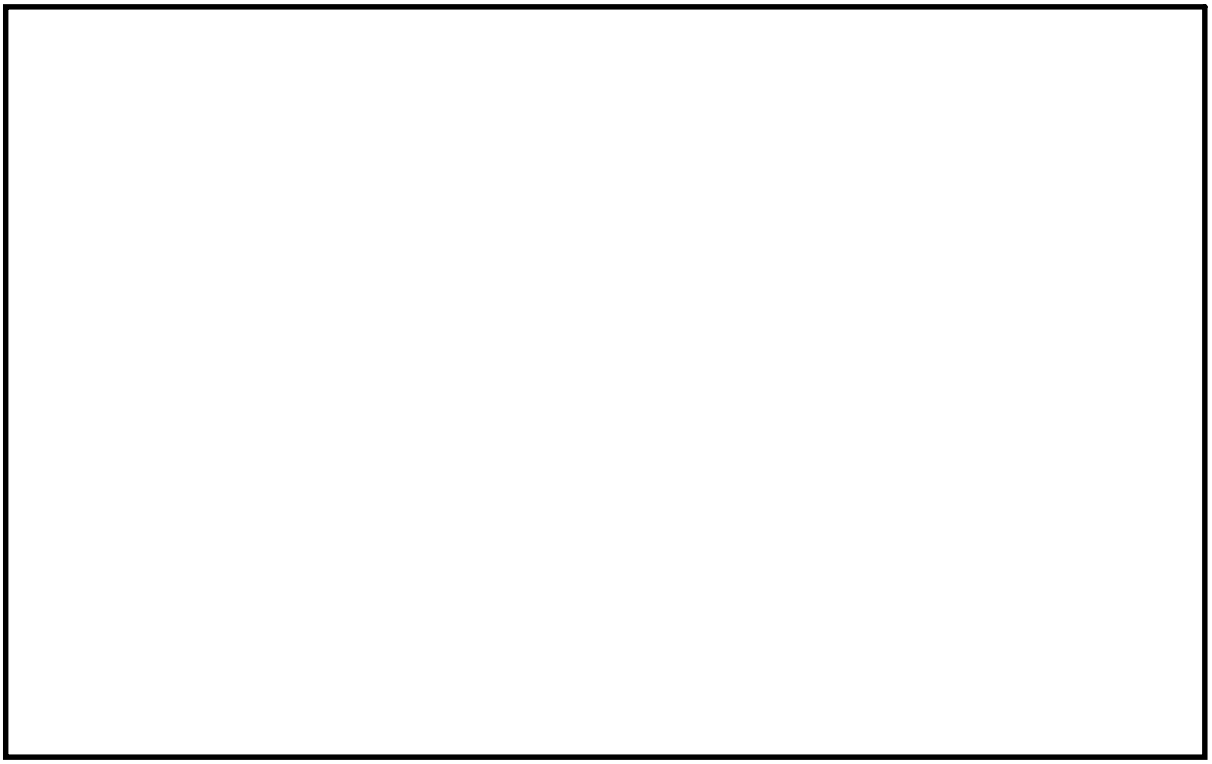
なお，復旧時の監視制御体制については，24 時間体制で電力系統の監視制御が実施されている。

給電協定書を第 7 図に [redacted] 復旧操作手順を第 9 図に，復旧ルートを第 10 図に，監視制御体制を第 11 図に示す。

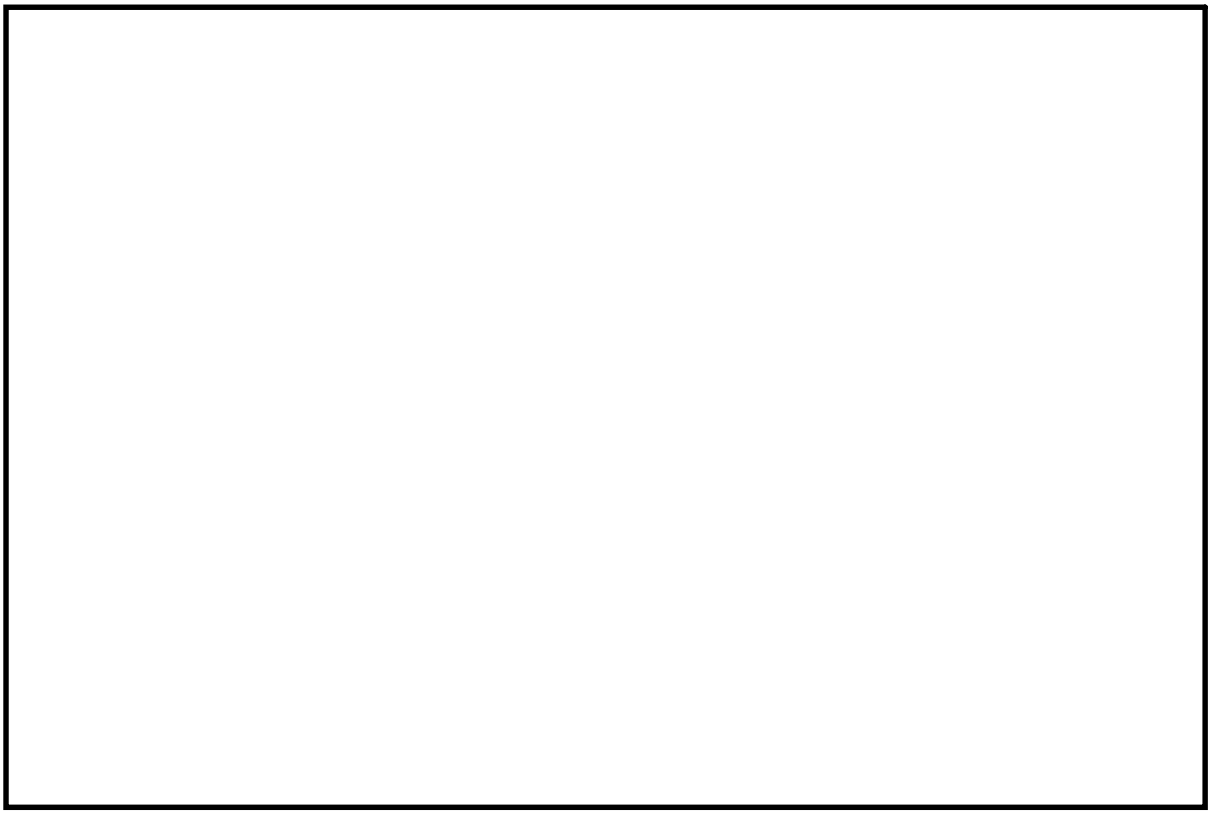
第 7 図　東海第二発電所給電協定書(平成 17 年 4 月 1 日協定)(抜粋)



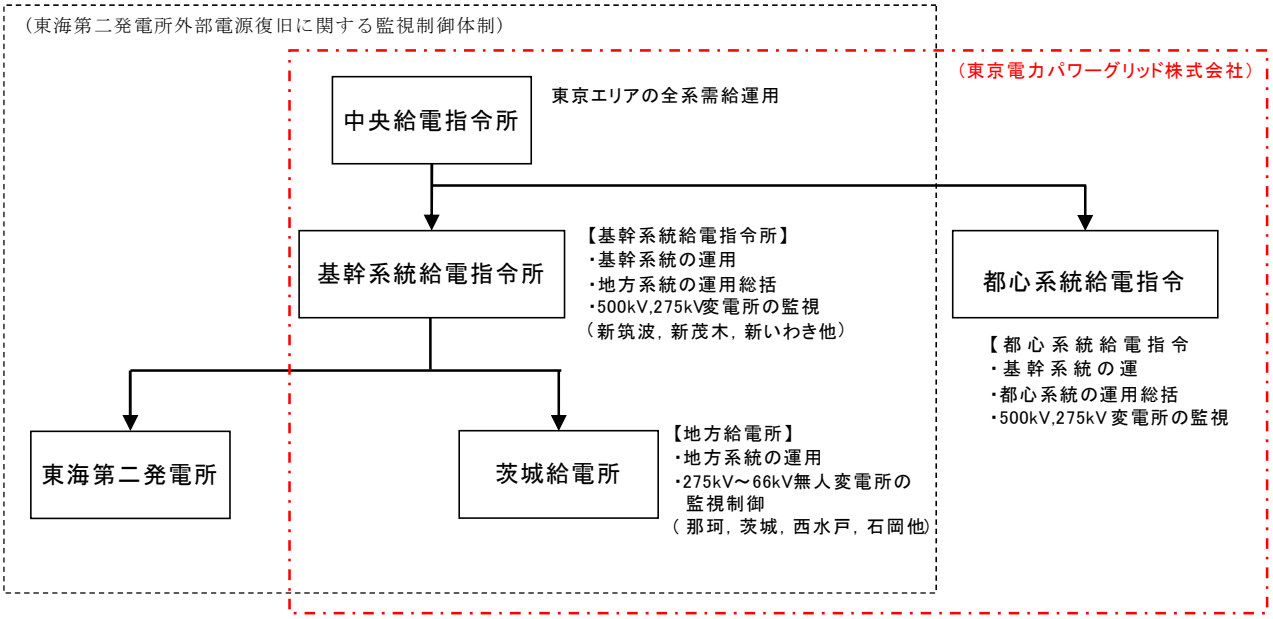




第 9 図　復旧操作手順



第 10 図　復旧ルート図


（東海第二発電所外部電源復旧に関する監視制御体制）
（東京電力パワーグリッド株式会社）
中央給電指令所
東京エリアの全系需給運用
基幹系統給電指令所
【基幹系統給電指令所】
・基幹系統の運用
・地方系統の運用総括
・500kV,275kV変電所の監視
（新筑波，新茂木，新いわき他）
都心系統給電指令
【都心系統給電指令
・基幹系統の運
・都心系統の運用総括
・500kV,275kV変電所の監視
東海第二発電所
茨城給電所
【地方給電所】
・地方系統の運用
・275kV～66kV無人変電所の
監視制御
（那珂，茨城，西水戸，石岡他）

第 11 図　監視制御体制

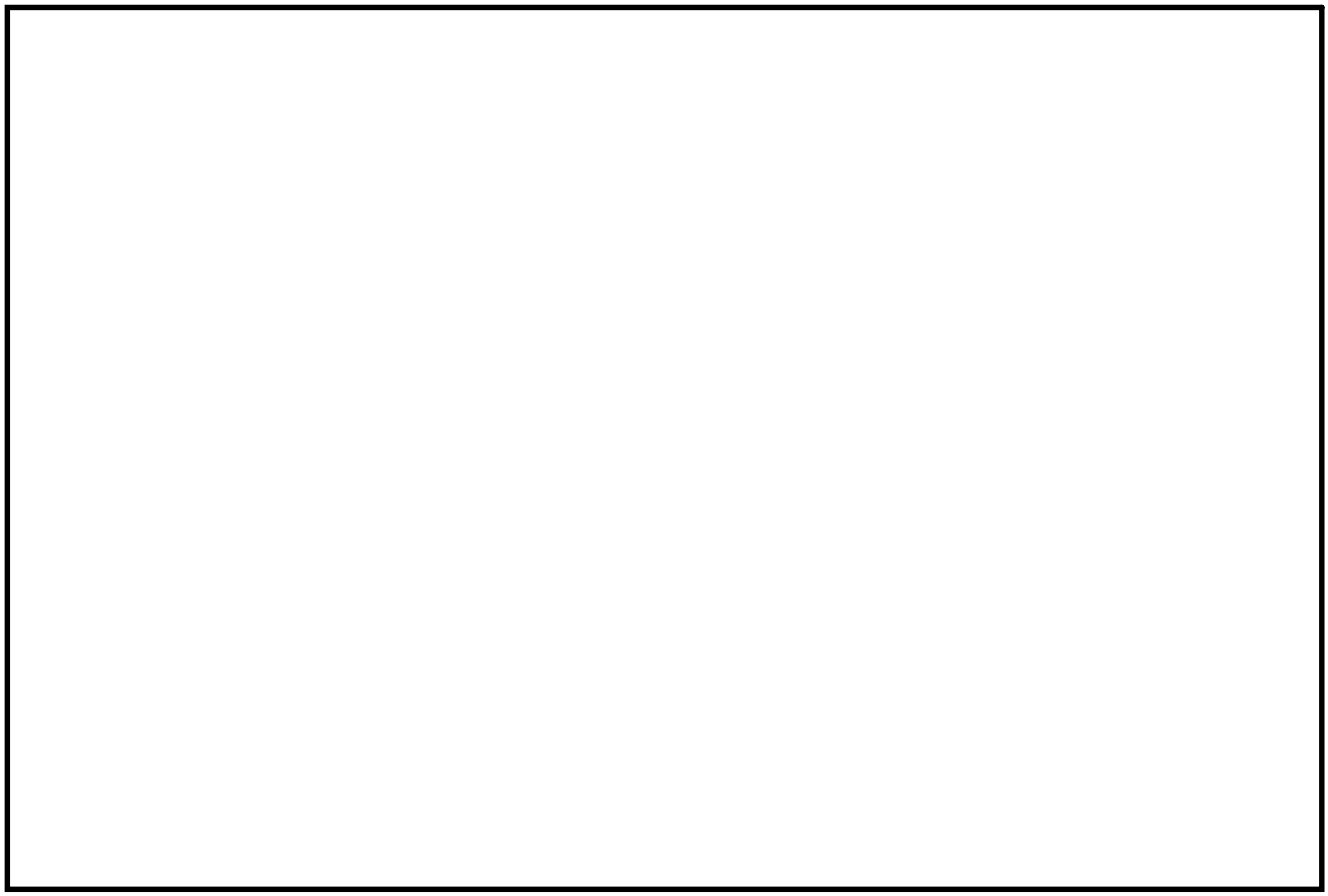
2.4　新筑波変電所からの電力供給に関する技術的評価

2.4.1　東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量は 14MW 程度である。

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給（14MW）時は，一部の他需要家も受電することとなるが，電力供給ルートの設備容量を超過する箇所はなく，東海第二発電所の到達電圧は許容範囲内（147kV±10％）に収まり，電力供給が可能である。

東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧を，第 12 図に示す。



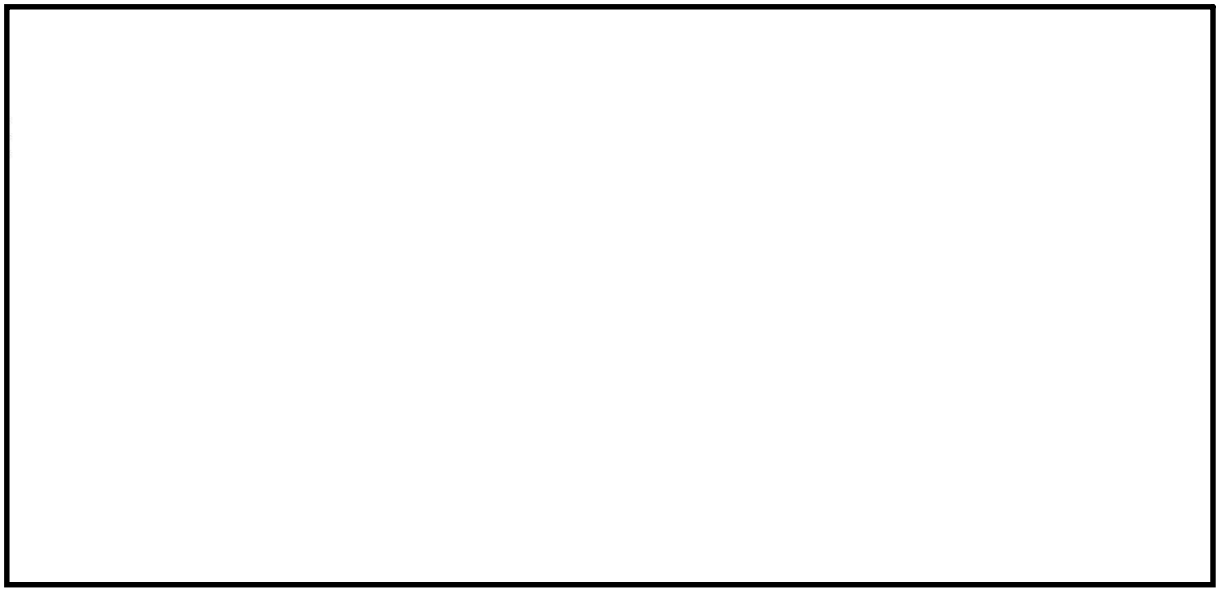
第 12 図　東海第二発電所の所内最大負荷に対する電力供給時の到達電圧

2.4.2　保護装置の応動

新筑波変電所から東海第二発電所への電力供給時において，石岡変電所から茨城変電所の間の送変電設備には，平常時と逆向きの潮流が流れる。

同区間には，送変電設備の故障を検知した場合，遮断器により故障箇所を隔離し，故障による影響を局所化するための保護装置を設置している。同区間の潮流が逆向きとなった場合でも，当該保護装置で送変電設備を保護している。なお，これらの保護装置は，潮流の向きが反対方向となった場合の系統において，送電線，母線，変圧器の故障が発生しても，平常時の整定値で保護可能な設計である。

石岡変電所～茨城変電所間の保護を，第 13 図に示す。



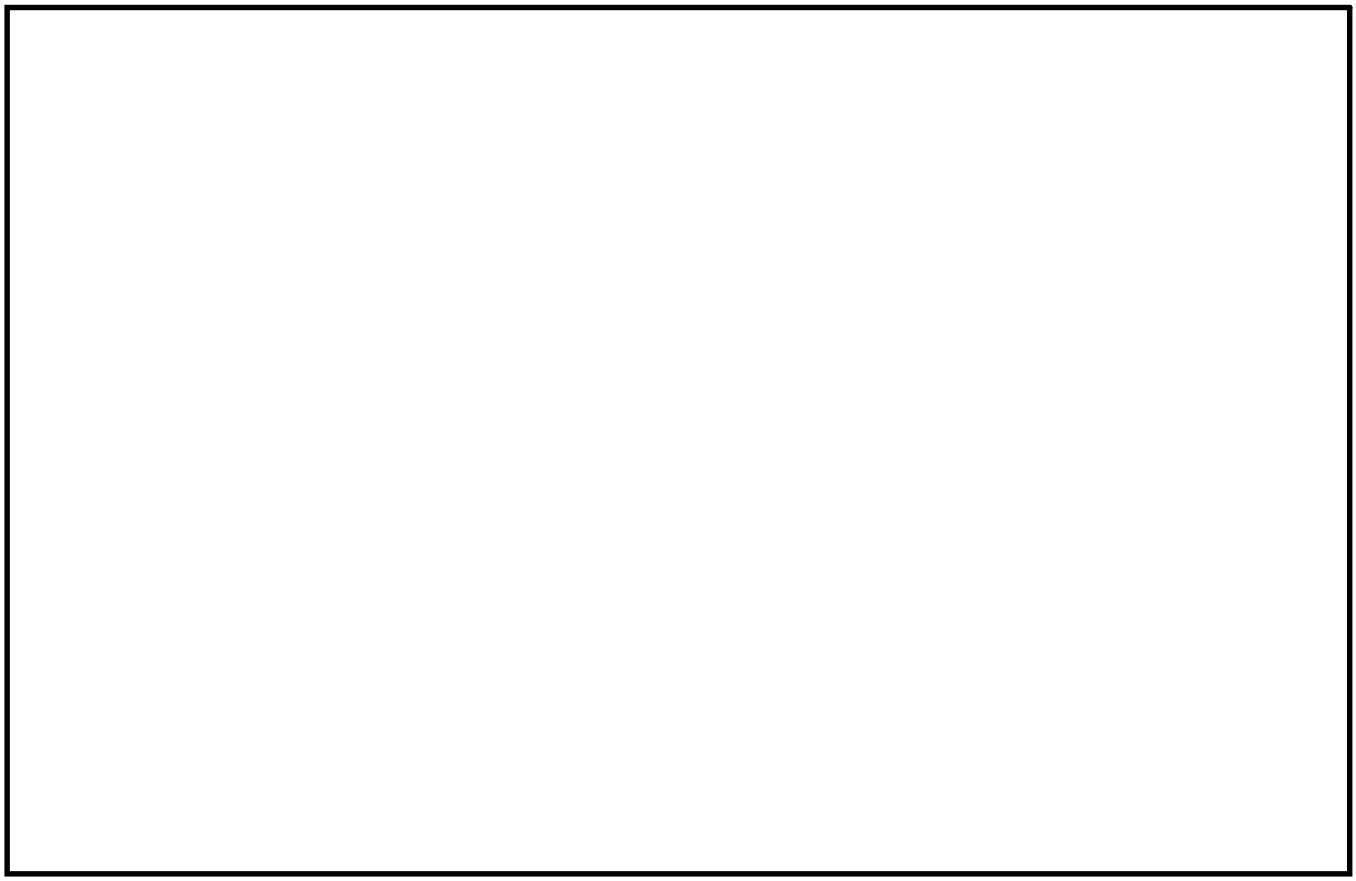
第 13 図　石岡変電所～茨城変電所間の保護

2.4.3　東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

新筑波変電所から電力供給する他需要家の最大需要は，新治線の設備容量以内（512MW）に制限する必要がある。

他需要家の最大需要に加え，冷温停止に必要な東海第二発電所の所内最大負荷容量 14MW へ電力供給が行われる場合においても，新治線の設備容量以内で，東海第二発電所の到達電圧を許容範囲内（147kV±10％）に収まり，電力供給が可能な設計である。

東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧を，第 14 図に示す。



第 14 図　東海第二発電所の所内最大負荷及び他需要家に対する電力供給時の到達電圧

2.4.4　新筑波変電所からの電力供給手順の実効性

茨城給電所にてあらかじめ定めている系統復旧手順書に基づく系統事故の復旧訓練を年2回の頻度で実施している。

なお，復旧訓練では，実際の監視制御システムと同様の仕様で系統事故を模擬し，事故の復旧操作（開閉器の入・切など）を訓練できるシミュレータ訓練装置を使用している。

年2回の系統事故の復旧訓練は那珂変電所全停時も含めて様々な系統事故を想定し実施しているが，対応内容は，主に開閉器の入・切などであり，特殊な操作はないため，上記復旧訓練で技術の維持は可能である。

過去の那珂変電所全停のシミュレータを用いた復旧訓練の実績を第1表に，復旧訓練時の写真を第15図に示す。

第1表　過去の那珂変電所全停時の復旧訓練の実績

実施日※	H27／4／8	H27／4／10	H27／4／14	H27／4／16	H27／4／22
復旧時間	63分	41分	59分	47分	51分

※5直構成で各直1回実施した実績

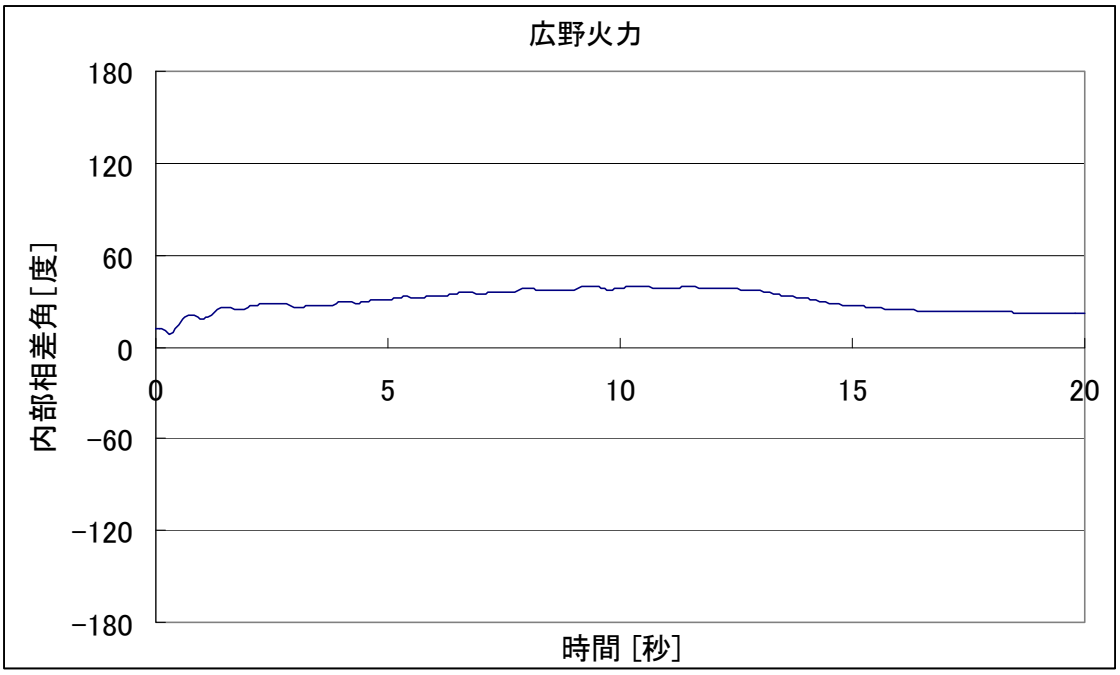
第15図　シミュレータを用いた復旧訓練時の写真

2.4.5　那珂変電所全停時の安定度面への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し，各発電機の安定度面への影響を確認した。

このエリアにおける最も過酷な断面（ＧＷ昼間断面）においても，一時的に発電機の内部相差角は動揺するが，全ての発電機は動揺が収束して継続的に安定運転可能な設計である。

安定度シミュレーション結果の一例を第 16 図に示す。



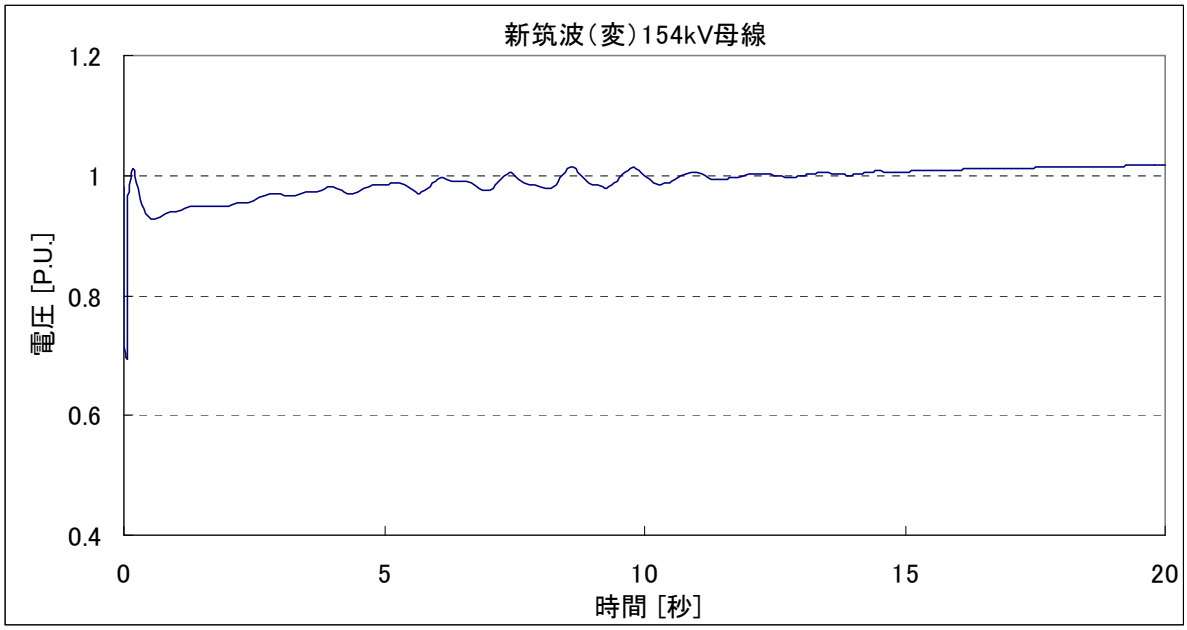
第 16 図　安定度シミュレーション結果（広野火力発電所）

2.4.6　那珂変電所全停時の新筑波変電所 154kV 母線電圧への影響

那珂変電所の 275kV 及び 154kV 母線の同時事故が発生したケースを想定し，電力を供給する新筑波変電所の 154kV 母線電圧への影響を確認した。

2.4.5 と同様の断面においても，電力を供給する新筑波変電所 154kV 母線は，那珂変電所事故の影響を受けにくいルートであり，事故前後の電圧はほぼ変化無く，適性電圧を維持できる設計である。

電圧シミュレーション結果を第 17 図に示す。

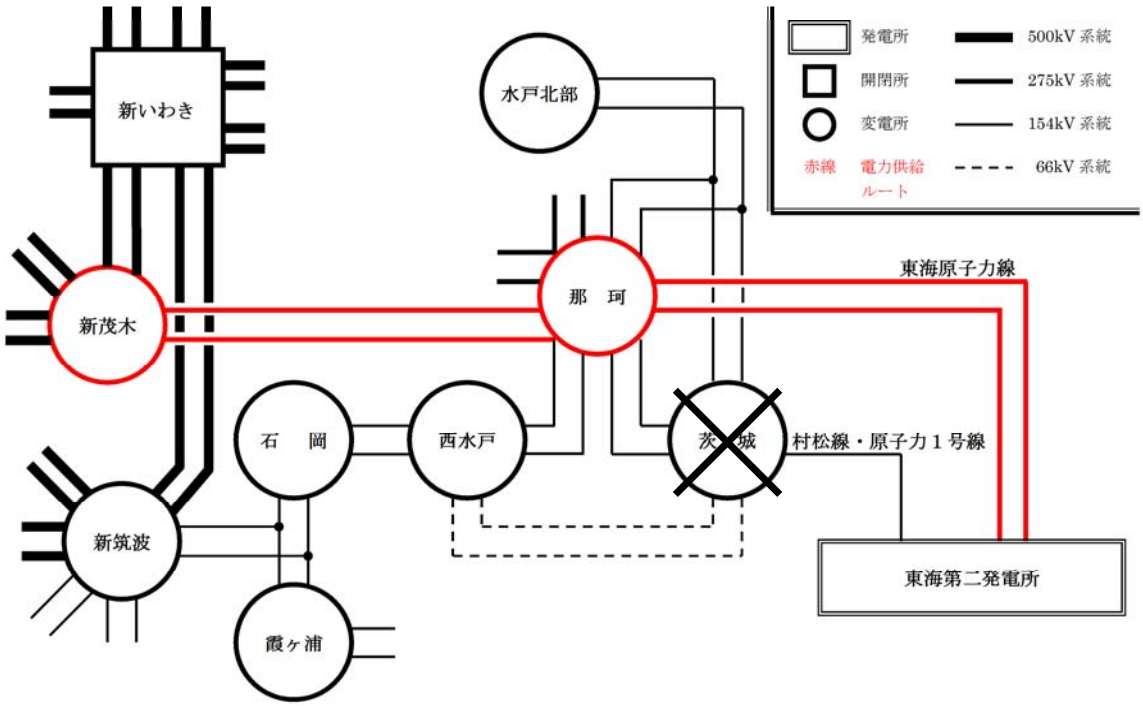


第 17 図　電圧シミュレーション結果

2.5　茨城変電所全停時の電力供給系統

茨城変電所が全停した場合，那珂変電所経由で東海第二発電所へ電力を供する。

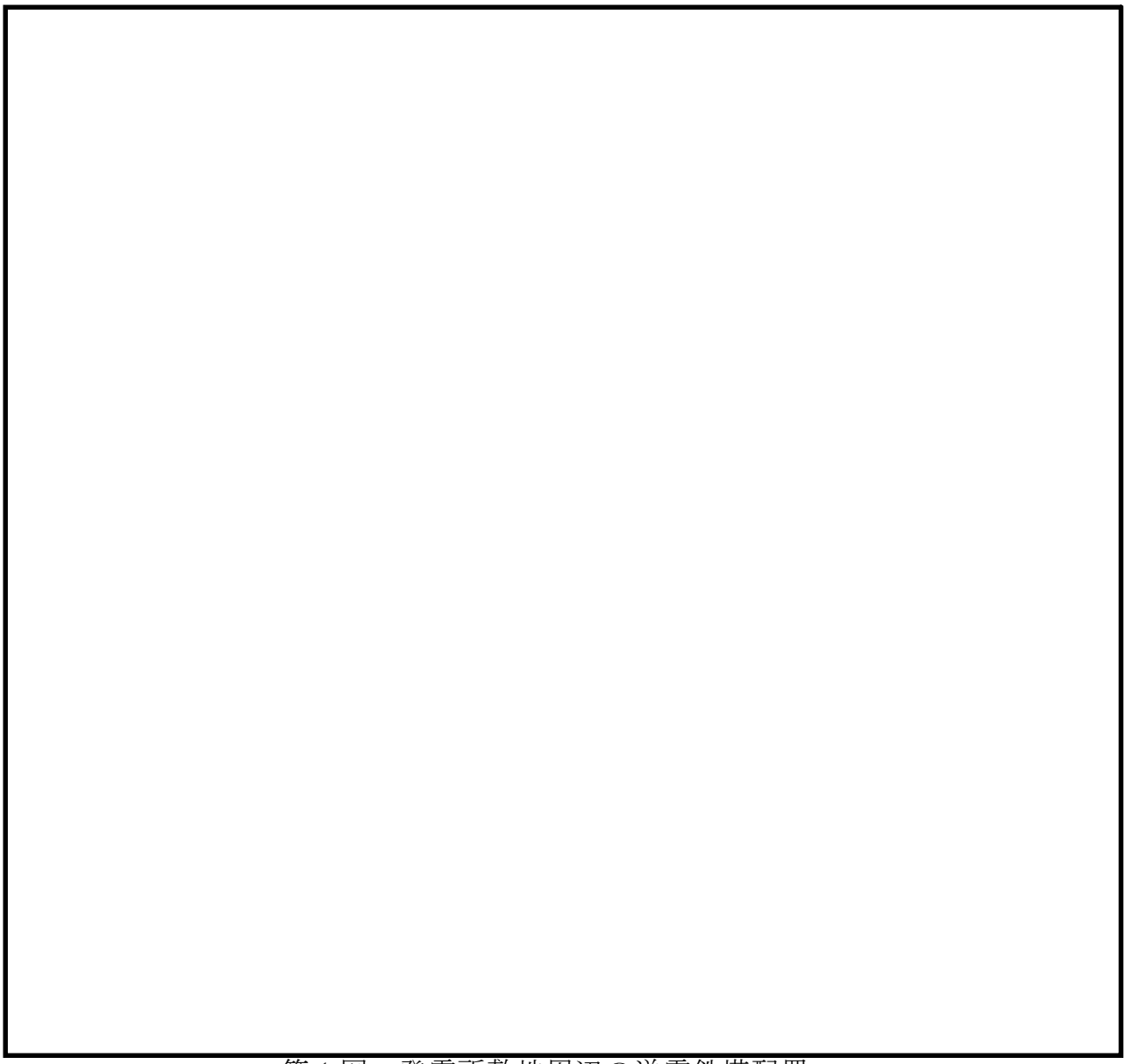
茨城変電所全停時の電力供給系統を，第 18 図に示す。



第 18 図　茨城変電所全停時の電力供給系統

別紙 6　現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置

現状の発電所敷地内及び周辺の送電鉄塔の配置を第 1 図に示す。



第 1 図　発電所敷地周辺の送電鉄塔配置

別紙 7　非常用電源設備の配置の基本方針について

非常用電源設備は，区分ごとに区画された部屋に設置し，主たる共通要因（地震，津波，火災，溢水）に対し，頑健性を有している。

電気設備を配置するうえでの基本的なコンセプトは，以下のとおりである。

- 地震，津波，火災，溢水に対する頑健性を確保する配置
- 同じ機能を有する設備は運転性，保守性に配慮し，集中配置

非常用電源設備は，防潮堤により津波からの影響を受けないエリアへ配置するとともに，地震に対しては耐震性の高い設備を配置する。非常用電源設備の配置図は，第 2.3.1.1－1 図から第 2.3.1.1－5 図のとおりであり，上記の基本的なコンセプトを満足する設計とする。

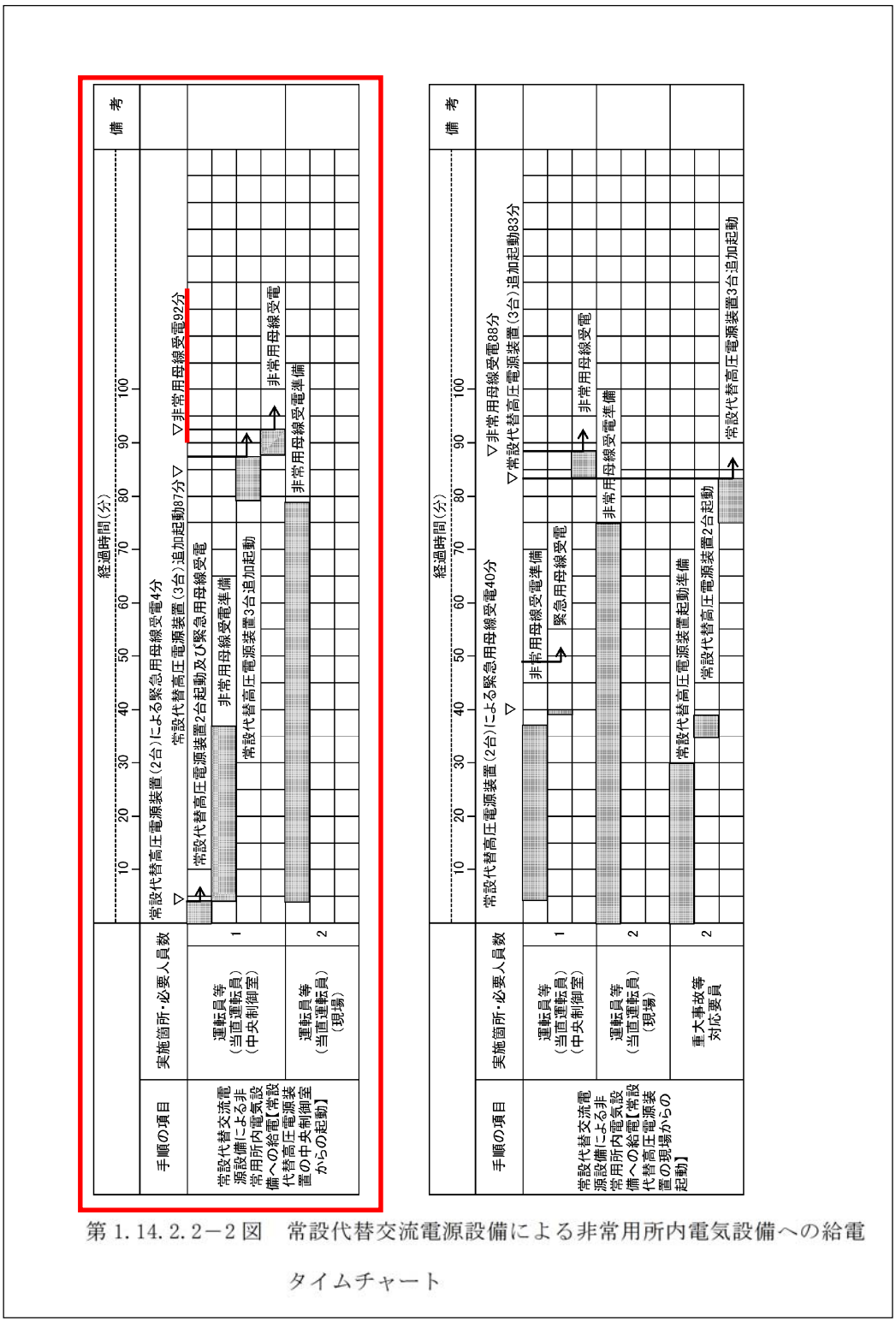
別紙８　蓄電池容量について

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備からの電源供給開始に要する時間は，「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において，詳細を提示する。第 1 図に同資料の抜粋を示す。

常設代替交流電源設備から非常用高圧母線を受電するまでは 92 分である。

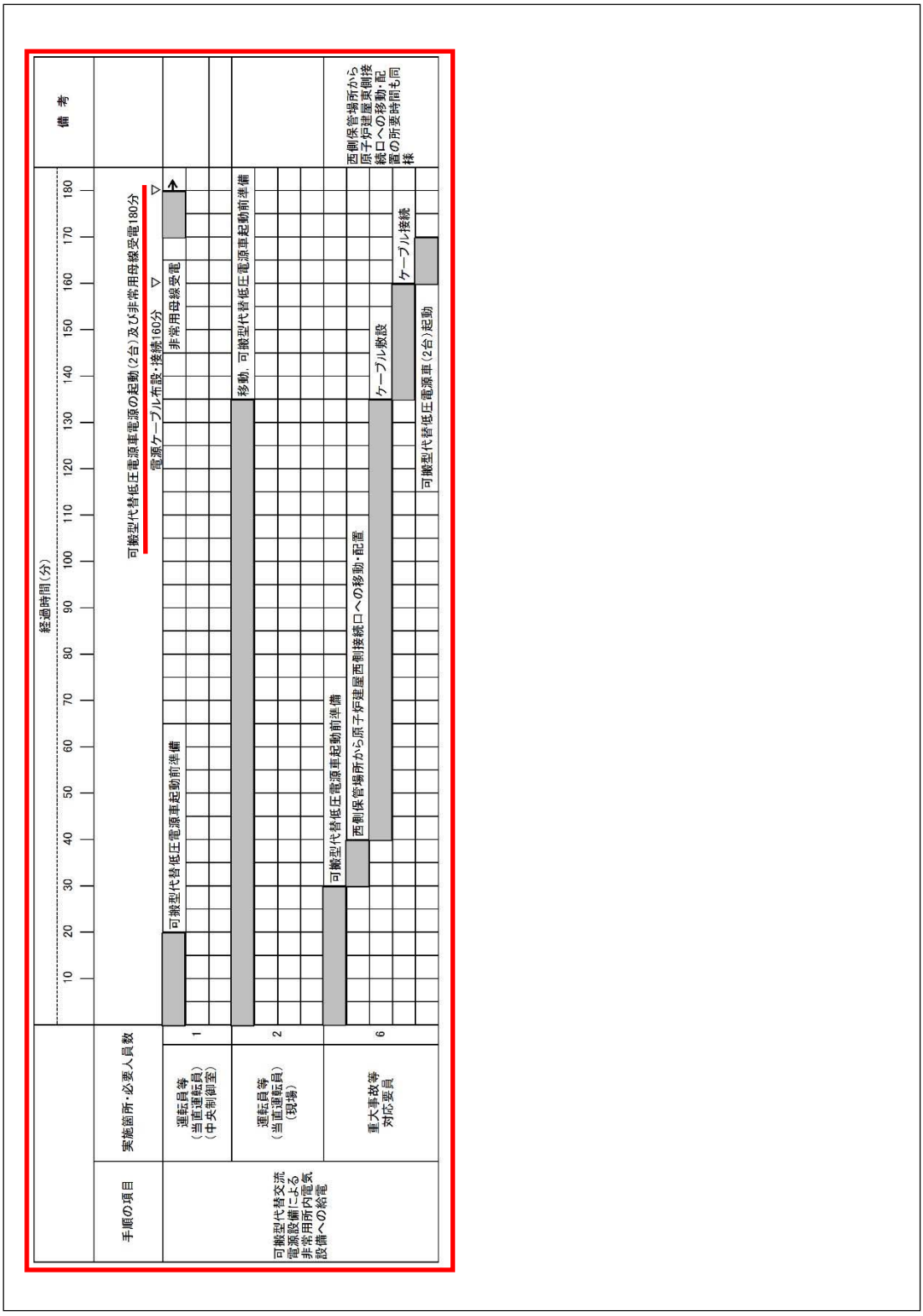
よって常設代替交流電源設備からは約 95 分で電力供給の開始が可能であると評価している。

万一常設代替交流電源設備が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から約 180 分以内（全交流動力電源喪失後約 275 分以内）に給電を行う。非常用の常設蓄電池は，常設代替交流電源設備が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約 8 時間給電できる容量とする。



第 1.14.2.2－2 図　常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電タイムチャート

第１図　「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（１／２）



第１図　「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋（２／２）

別紙９　ケーブル及び電線路敷設設計の考え方

１．　安全機能を有する機器に使用するケーブルは，安全区分Ⅰ，安全区分Ⅱ・安全区分Ⅲに分類されたうえで，以下の各種分離を実施することにより，安全区分間の相互独立性を保つ。

① 電気的分離についての考え方

安全区分ごとに独立した電力供給元より給電することで分離する。

②物理的分離についての考え方

(1)ケーブルトレイ又は電線管による分離

使用用途や使用電圧に応じた４つの回路種別（高圧電力用，低圧電力用，制御用，計装用）にケーブルを分類し，安全区分及び回路種別ごとにケーブルトレイ又は電線管により敷設することで分離する。

(2)離隔距離の確保等による分離

〔建設当時の考え方〕

安全区分の異なるケーブルトレイが，水平方向又は垂直方向に平行して敷設される場合及び交差して敷設される場合は，以下の対応の中から敷設場所に適したものを実施することで分離する。

・離隔距離の確保

・分離板又は耐火板の設置

・上部又は底部へのケーブルトレイカバーの設置

〔新規制基準適合のための考え方〕

新規制基準（火災防護基準）適合のため，以下のいずれかの対応を実施する。

・1 時間以上の耐火材の設置及び火災感知，自動消火設備の設置

・3 時間以上の耐火材の設置

２．原子炉格納容器貫通部の仕様

原子炉格納容器貫通部は，原子炉冷却材喪失時の環境条件である温度及び圧力に適合する物を使用する。

別紙 10　揺すり込み沈下量の算定方法について

１．沈下量の算定方法

沈下量の算定に当たっては，液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）及び揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）のそれぞれについて評価し，両者を合算したものを用いる。

(1)液状化に伴う沈下（地下水位以深の飽和地盤が対象）

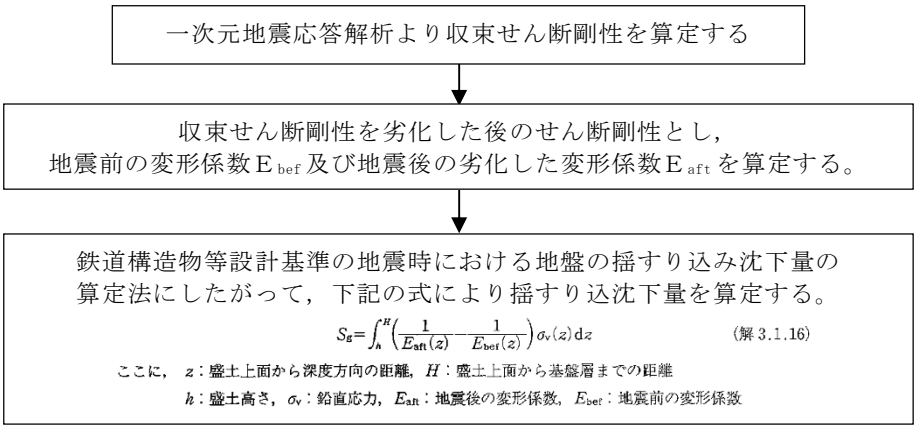
液状化に伴う沈下は，液状化検討対象層（地下水位以深に分布する堆積層の内，粘性土を除く地層）に対して，設定した地震力による液状化判定を行い，液状化抵抗率が１未満の範囲については液状化が生ずるものと評価し，液状化に伴う沈下量の算出を行う。

なお，ケーブル洞道及びケーブルトラフ設置近傍の地盤において，道路橋示方書・同解説に基づき液状化判定を行った結果，液状化検討対象層の液状化抵抗率が１以上となったため，液状化に伴う沈下量は考慮しない。

(2)揺すり込みによる沈下（地下水位以浅の不飽和地盤が対象）

揺すり込みによる沈下は，地下水位以浅の液状化しない地層に対して「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月)」に基づき算定した。

検討フローを第 1 図に，鉄道構造物等設計標準・同解説の揺すり込み沈下量算定法に係る該当箇所を第 2 図に示す。



第１図　不飽和地盤の揺すり込み沈下量の算定フロー

３）　地震時における地盤の揺すり込み沈下量の算定法

地震時における地盤の揺すり込みによる沈下量は，簡便には以下の手順で求められる．

①「耐震標準」に基づき地震応答解析を行い，地中における水平方向の最大応答変位分布を求める．地震応答解析によらない場合は，「耐震標準」に基づき応答変位法で計算してよい．

②応答変位分布を基に，地中の深度方向に対するせん断ひずみ分布を算出する．

③各地層において地震前のせん断剛性 G_{bef} が，地震中にせん断ひずみが増加した分だけ劣化したものと見なし，$G\sim\gamma$ 曲線から劣化した G_{aft} を求める．ここで$G\sim\gamma$ 曲線は実際の地盤からサンプリングした試料を用いて土質試験から求めるとよいが，困難な場合には，「耐震標準」や他の規(基)準類[9]などを参考に定めるとよい．

④地盤の深度方向 z に対し，地震前のせん断剛性 G_{bef} と，地震によって劣化した後のせん断剛性 G_{aft}，すなわち変形係数 E_{bef} と E_{aft} を用いて，自重による沈下量を次式によって求め，地震中に生じた盛土底面での残留変形量 S_g を式（解 3.1.16）によって算出する．

$$S_g=\int_h^H\left(\frac{1}{E_{aft}(z)}-\frac{1}{E_{bef}(z)}\right)\sigma_v(z)\,dz \qquad (解\ 3.1.16)$$

ここに，z：盛土上面から深度方向の距離，H：盛土上面から基盤層までの距離

h：盛土高さ，σ_v：鉛直応力，E_{aft}：地震後の変形係数，E_{bef}：地震前の変形係数

この方法では，地震時の動的応答変位からせん断ひずみを求め，変位量に換算しているので，振動によるせん断変形の累積性は考慮されていないことになる．この累積変形性は，土に作用する初期せん断応力が大きいほど大きくなることが知られているが，地中部では影響が少ないと考えられるので，ここでは計算の簡便化から省略することにした．

なお，水平方向のせん断ひずみから地盤の剛性の劣化度を推定する方法は，盛土の沈下に対する剛性の劣化度に比べて過大である可能性がある．ここでは，この方法を安全側の仮定として採用したが，適切でないと判断される場合は，十分検討の上，他の方法によってよい．

第２図　鉄道構造物等設計標準同解説の抜粋

2．沈下量の算定結果

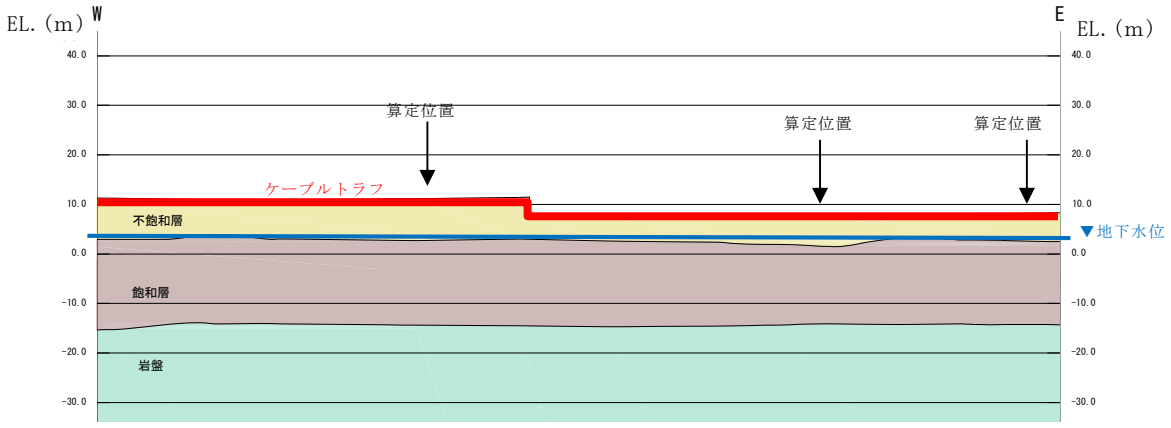
(1)ケーブルトラフ（154kV 特別高圧開閉所側）

当該地域の地下水位は，EL.+2.0m～EL.+2.5m に位置し，これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所が（層厚約 8.5m）で沈下量を算定した結果，0.5mm となる。また，仮に第四系の全てが不飽和層と仮定して算定した場合でも，その沈下量は約 1.7mm となる。

ケーブル洞道位置を第 3 図に，揺すり込み沈下量算定位置を第 4 図に示す。

第 3 図　ケーブルトラフ位置図



第 4 図　揺すり込沈下量算定位置図

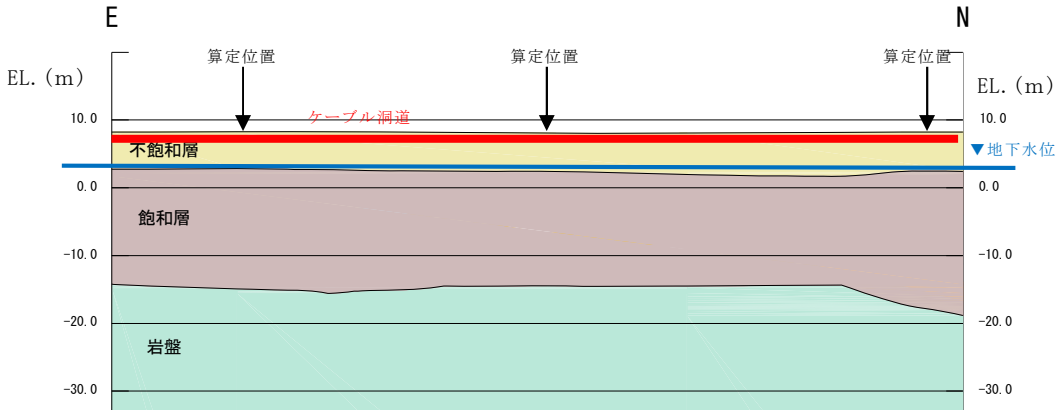
(2) ケーブル洞道（275kV 超高圧開閉所側）

当該地域の地下水位は，EL.+2.0m～EL.+2.5m に位置し，これより以浅が不飽和層となる。

不飽和層が最も厚い箇所（層厚約 5.8m）で沈下量を算定した結果，0.2mm となる。また，仮に第四系の全てが不飽和層として算定した場合でも，その沈下量は 9.5mm となる。

ケーブル洞道位置を第 5 図に，揺すり込み沈下量算定位置を第 6 図に示す。

第 5 図　ケーブル洞道位置図



第 6 図　揺すり込み沈下量算定位置図

3．算定方法の妥当性

揺すり込み沈下量の算定に用いた文献「鉄道構造物等設計標準・同解説 土構造物（鉄道総合技術研究所，平成 25 年 6 月)」は，新幹線鉄道や大都市旅客鉄道の構造物，トンネル等被害が生じた場合の復旧が困難な構造物などの重要度の高い構造物も含む対象に定められた基準である。

また，当該算定式に基づき評価した沈下量については，保守的に全地層が不飽和層と仮定した場合も確認した。

別添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

保安電源設備

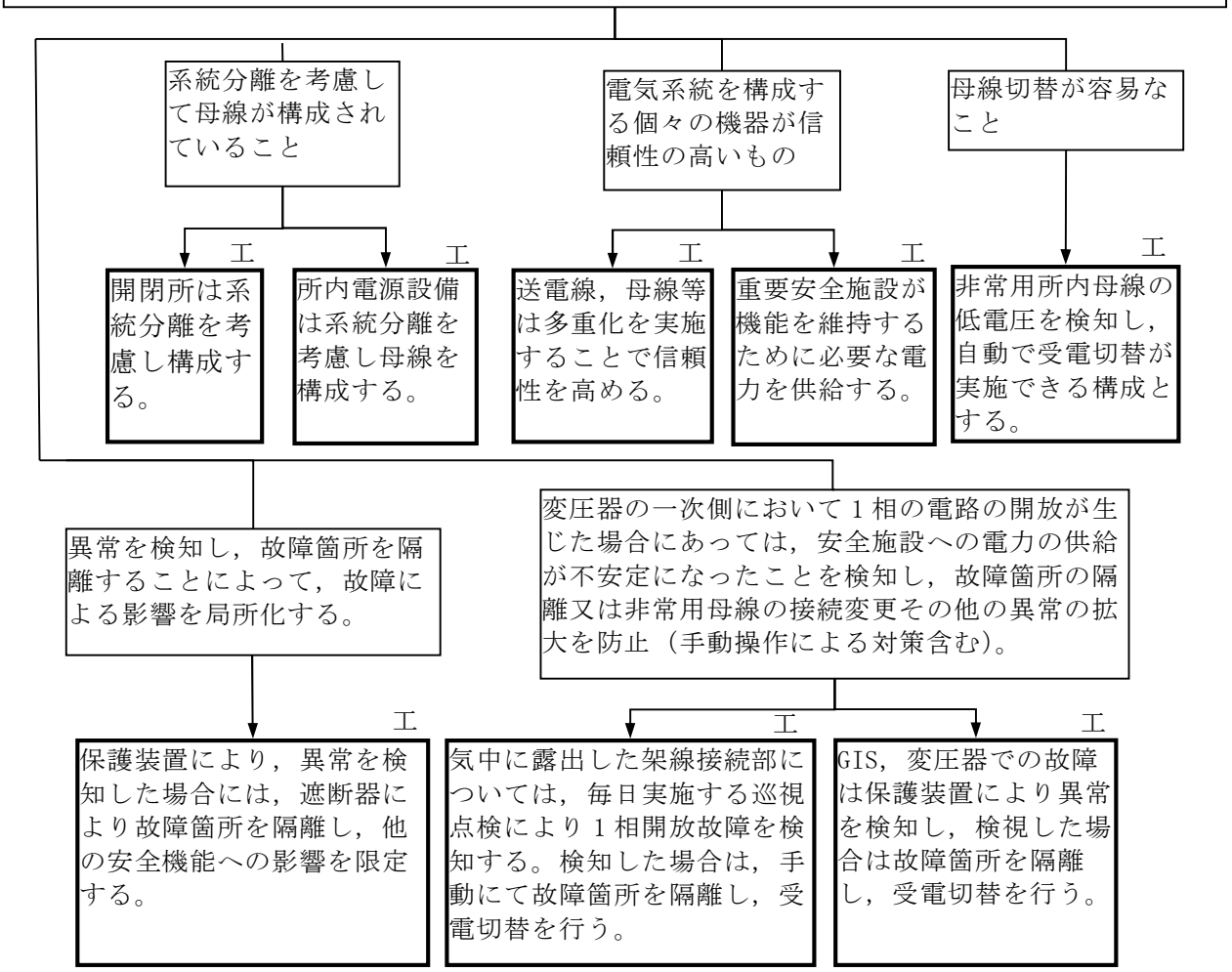
第 33 条　保安電源設備（追加要求事項）

3　保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，その拡大を防止するものでなければならない。

【解釈】

第３項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは，重要安全施設に対して，その多様性を損うことがないように，電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに，電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって，非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお，上記の「非常用所内電源系」とは，非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリ等）及び工学安全施設を含む重要安全施設への電力供給（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。

第３項に規定する「機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，その拡大を防止する」とは，電気系統の機器の短絡，地絡又は母線の定電圧若しくは過電流を検知し，遮断器等により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できることをいう。また，外部電源に直接接続している変圧器の一次側において３相のうちの１相の電路の開放が生じた場合にあっては，安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し，故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動による対策を含む。）を行うことによって，安全施設への電力供給が停止することがないように，電力供給の安定性を回復できることをいう。



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

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

4　設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は，それぞれお互いに独立したものであって，当該設計基準対象施設において受電可能なものであり，かつ，それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

【解釈】
第４項に規定する「少なくとも二回線」とは，送受電可能な回線又は受電可能の回線の組み合わせにより，電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を２つ以上設けることにより達成されることをいう。
第４項に規定する「互いに独立したもの」とは，発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において１つの変電所又は開閉所のみに連系し，当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。

外部電源受電回路を２つ以上設けること

工

東海第二発電所は，275kV 東海原子力線２回線及び 154kV 村松線・原子力１号線１回線の合計３回線にて電力系統に連系している。

１つの変電所又は開閉所のみに連系し，当該変電所又は開閉所の停止により，送電線が全て停止する事態にならないこと。

工

275kV 東海原子力線２回線の１ルートで東海第二発電所より約 17km 離れた那珂変電所に接続され，154kV 村松線・原子力１号線の１ルートで約 9km 離れた茨城変電所に接続される。

5　前項の電線路のうち少なくとも一回線は，設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

【解釈】
第５項に規定する「物理的に分離」とは，同一の送電線鉄塔等に架線されていないことをいう。

少なくとも１回線が，同一の送電鉄塔等に架線されておらず，受電できること。

工

東海第二発電所に接続している 275kV 東海原子力線，及び 154kV 村松線・原子力１号線のそれぞれに送電鉄塔を備えており，物理的に分離した設計であることを確認している。

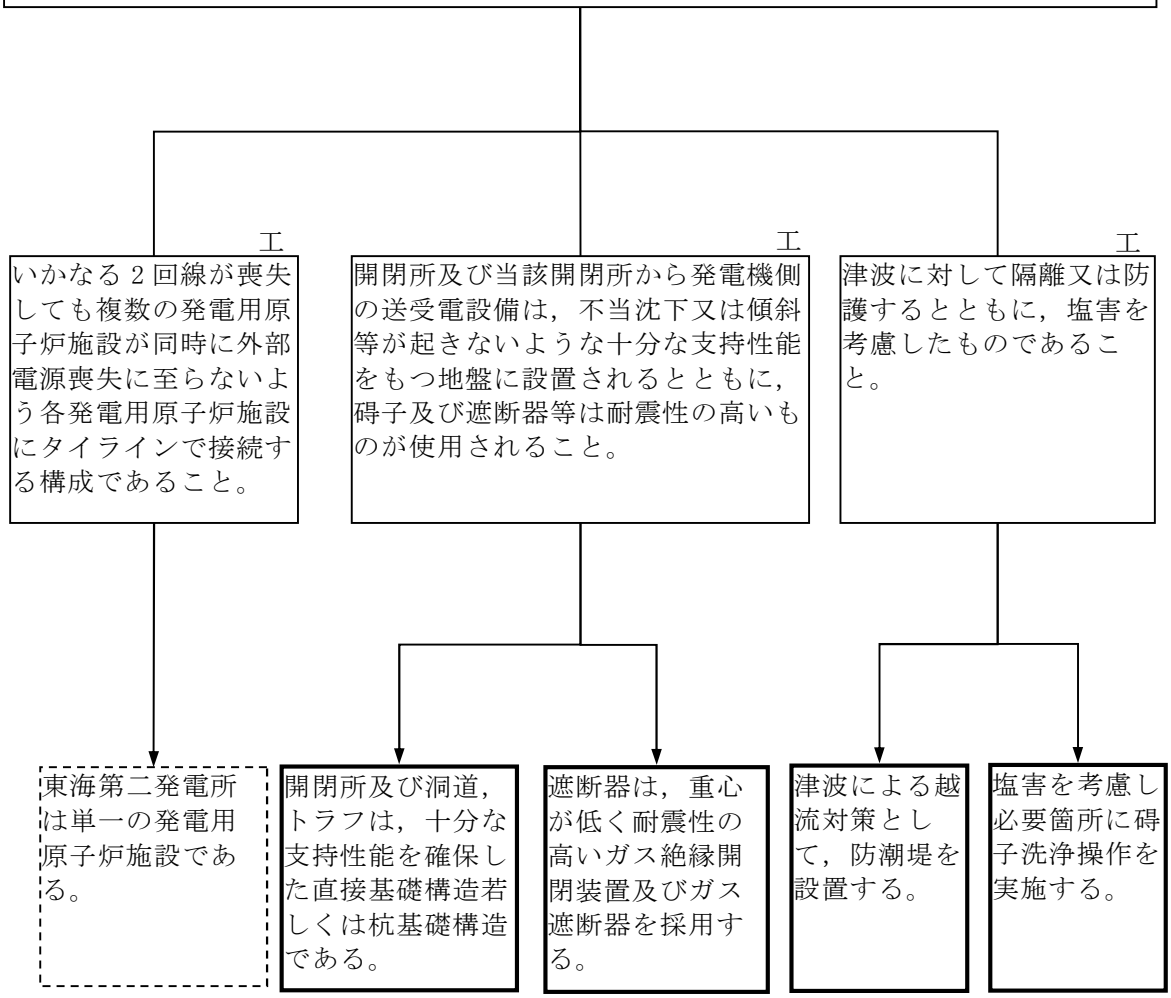
工

大規模な盛土の崩壊，大規模な地すべり，急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため，鉄塔基礎の安定性を確保するとともに，長幹支持碍子を用いた全ての長幹支持碍子に免震装置を取り付け，耐震性能の強化を図る等，信頼度の高い設計であることを確認している。

6　設計基準対象施設に接続する電線路は，同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には，いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

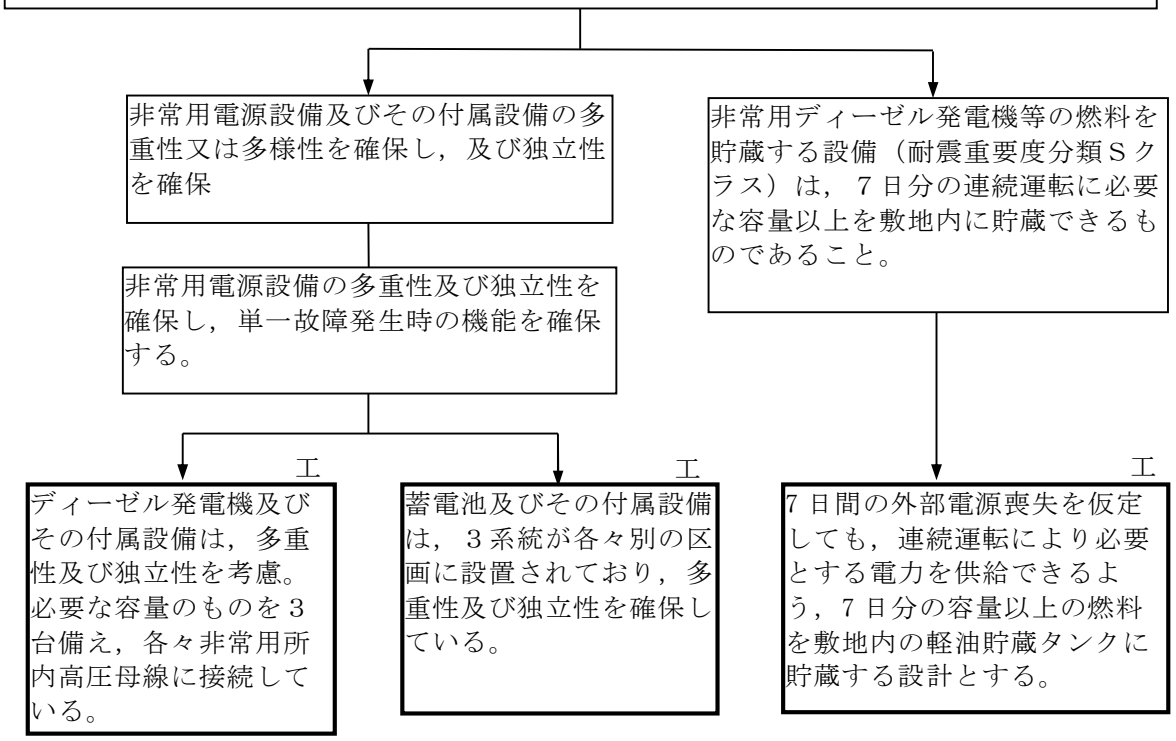
【解釈】

第６項に規定する「同時に停電しない」とは，複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合，外部電源が３回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより，いかなる２回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお，上記の「外部電源」とは，外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また，開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は，不当沈下または傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに，碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに，津波に対して隔離又は防護するとともに，塩害を考慮したものであること。



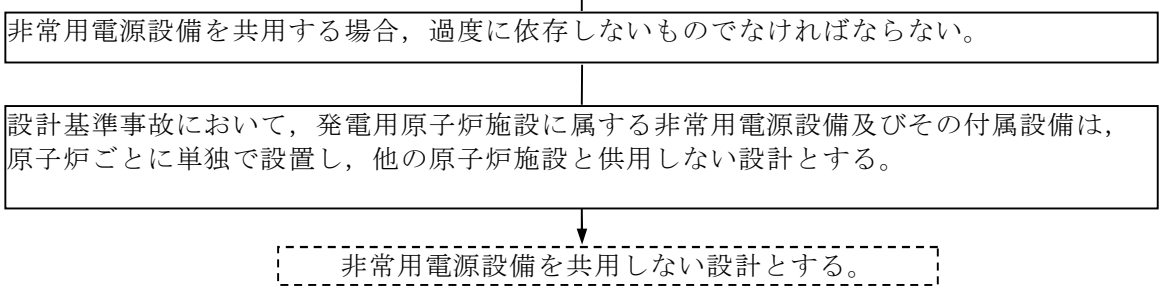
7　非常用電源設備及びその付属設備は，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保し，その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

【解釈】
第7項に規定する「十分な容量」とは，7日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Ｓクラス）は，7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。



8　設計基準対象施設は，他の発電用原子炉施設に属する非常用電源及びその付属設備から受電する場合には，当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

【解釈】
第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその付属設備から受電する場合」とは，発電用原子炉施設ごとに，必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で，安全性の向上が認められる設計であることを条件として，認められ得る非常用電源設備の共用をいう。



第１表（１／４）　技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源設備	開閉所設備，所内電気設備の系統分離	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	送電線，母線等の切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	重要安全施設への電力供給	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	受電系統の自動切替	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	保護装置による異常の検知	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第１表（２／４）　技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源 設備	保護装置による異常の検知	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	電流不平衡の監視又は開閉所碍子の巡視点検	運用・手順	・変圧器一次側において１相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。 ・1 相開放故障が検知されない状態において，安全系機器に悪影響が生じた場合にも，運転員がそれを認知し，適切な対応を行えるよう手順書等を整備する。
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	故障箇所の隔離，受電切替	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	275kV 送電線２回線及び 154kV 送電線１回線	運用・手順	・外部電源系統切替を実施する際は，手順を定め給電運用担当箇所と連携を図り実施する。
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	・外部電源系切替操作に関する教育・訓練を実施する。

第１表（３／４）　技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源設備	送電線の物理的分離	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	鉄塔基礎の安定性，碍子の耐震性強化	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	地盤（十分な支持性能）	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	遮断器（ガス絶縁開閉装置，ガス遮断器）	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	地盤（津波の影響をうけない防潮堤）	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―

第１表（４／４）　技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 33 条 保安電源設備	碍子洗浄	運用・手順	・電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。 ・また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	ディーゼル発電機の多重性及び独立性	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	蓄電池の多重性及び独立性	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―
	7 日分の容量以上の燃料貯蔵	運用・手順	―
		体制	―
		保守・点検	―
		教育・訓練	―

東海第二発電所

緊急時対策所

第 34 条　緊急時対策所

＜目　　次＞

1.　基本方針 …… 2

1.1　要求事項の整理 …… 2

1.2　追加要求事項に対する適合性 …… 2

1.3　設備等 …… 5

2.　緊急時対策所について …… 11

2.1　緊急時対策所 …… 11

2.2　必要な情報を把握できる設備 …… 12

2.3　通信連絡設備 …… 12

2.4　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 …… 13

3.　別添

別添 1　緊急時対策所について（被ばく評価除く）

別添 2　運用，手順説明資料　緊急時対策所

＜概　　要＞

１．において，設計基準事故対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

２．において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

３．において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

緊急時対策所について，設置許可基準規則第 34 条及び技術基準規則第 46 条において，追加要求事項を明確化する。

設置許可基準規則第 34 条及び技術基準規則第 46 条の要求事項を第 1.1-1 表に示す。

第 1.1-1 表　「設置許可基準規則」第 34 条及び「技術基準規則」第 46 条要求事項

設置許可基準規則 第 34 条（緊急時対策所）	技術基準規則 第 46 条（緊急時対策所）	備考
工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。	工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。	変更なし

1.2　追加要求事項に対する適合性

(1)　位置，構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(3)　その他の主要な構造

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

ａ．設計基準対象施設

(ac)　緊急時対策所

発電用原子炉施設には，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急

時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な措置を講じた設計とするとともに，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

ヌ．その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

(3)　その他の主要な事項

（vi）　緊急時対策所

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

(2)　安全設計方針

該当なし

(3)　適合性説明

第三十四条　緊急時対策所

工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は，異常等に対処するために必要な要員等を収容できる設計とする。また，異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置，テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

1.3　設備等

10.　その他発電用原子炉の附属施設

10.9　緊急時対策所

10.9.1　通常運転時等

10.9.1.1　概　　要

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。

緊急時対策所は，異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。また，異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（以下「安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）」という。）を設置する。

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置，テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。

緊急時対策所には，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

10.9.1.2　設計方針

緊急時対策所は，以下のとおりの設計とする。

(1)　原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために必要な要員を収容できる設計とする。

(2)　原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な指示ができるよう，異常等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設置する設計とする。

(3)　発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。

(4)　緊急時対策所内には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

10.9.1.3　主要設備の仕様

緊急時対策所の主要機器の仕様を第 10.9－1 表に示す。

10.9.1.4　主要設備

緊急時対策所の主要機器は以下のとおりとする。

(1)　緊急時対策所（東海発電所及び東海第二発電所共用）

異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できるよう，緊急時対策所を設置する。

(2)　必要な情報を把握できる設備

中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確かつ速やかに把握するため，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する。

(3)　通信連絡設備

発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うことができる通信連絡設備を設置又は保管する。

(4)　酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計を保管する。

(5)　二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

緊急時対策所内の二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，二酸化炭素濃度計を保管する。

10.9.1.5　試験検査

緊急時対策所の主要機器については，定期的な試験又は検査を行うことにより，その機能の健全性を確認する。

第 10.9－1 表　緊急時対策所の主要機器仕様

(1)　緊急時対策所（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（重大事故等時）

個　　数　　一式

(2)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

第 10.12－2 表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

(3)　通信連絡設備

(a) 送受話器（ページング）

第10.12－1表　通信連絡設備の一覧表に記載する。

(b) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－1表　通信連絡設備の一覧表に記載する。

(c) 衛星電話設備（固定型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－2表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

(d) 衛星電話設備（携帯型）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－3表　通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

(e) 無線連絡設備（固定型）

第10.12－1表　通信連絡設備の一覧表に記載する。

(f) 無線連絡設備（携帯型）

第 10.12－3 表　通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

(g) 携行型有線通話装置

第10.12－3表　通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様に記載する。

(h) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－2表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

(i) テレビ会議システム（社内）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－1表　通信連絡設備の一覧表に記載する。

(j) 加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ）（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第 10.12－1 表　通信連絡設備の一覧表に記載する。

(k) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））（東海発電所及び東海第二発電所共用）

第10.12－1表　通信連絡設備の一覧表に記載する。

(4)　酸素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・酸素濃度計（重大事故等時）

個　　数	1（予備1）
測定範囲	0.0～40.0vol％

(5)　二酸化炭素濃度計（東海発電所及び東海第二発電所共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・二酸化炭素濃度計（重大事故等時）

個　　数	1（予備1）
測定範囲	0.0～5.0vol％

2. 緊急時対策所について

緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置することで，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

緊急時対策所は，関係要員を収容することで原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

また，異常等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（以下「安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）」という。）を設置することで，異常が発生した場合に適切な措置をとることが可能な設計とする。

緊急時対策所には，発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備（電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等）を設置又は保管する設計とする。

緊急時対策所には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管することで，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握することが可能な設計とする。

2.1 緊急時対策所

緊急時対策所は，発電所の状況把握，異常等の対処等適切な措置をとるため，中央制御室以外の場所に設置するとともに，異常等に対処するために必要な指示を行うための要員を収容できる設計とする。

また，緊急時に関係要員が必要な期間にわたり安全に滞在できるよう遮蔽及び換気について考慮した設計とする。

2.2　必要な情報を把握できる設備

緊急時対策所には，中央制御室内の運転員を介さずに異常状態等を正確，かつ速やかに把握するため，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する。

緊急時対策所において事故状態の把握と必要な指示を行うことが出来るよう，炉心反応度の状態，炉心の冷却の状態，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態，周辺の環境放射線状況を把握，水素爆発による格納容器の破損防止並びに水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）にて確認できる設計とする。

2.3　通信連絡設備

発電所内の中央制御室等と密接な連絡が可能となるように，多様性を確保した通信連絡設備として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），携行型有線通話装置，無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型）を設置又は保管する。

また，発電所外の必要箇所とは，多様性を確保した専用通信回線にて連絡できる通信連絡設備として，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入ＦＡＸ），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））及び統合原子力防

災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）により，連絡が可能となるようにする。

2.4　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

緊急時対策所には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

3.　別添

別添１　緊急時対策所について（被ばく評価除く）

別添２　運用，手順説明資料　緊急時対策所

別添１

緊急時対策所について（被ばく評価除く）

目　次

1.　概要

1.1　設置の目的

1.2　拠点配置

1.3　新規制基準への適合方針

2.　設計方針

2.1　建屋及び収容人数について

2.2　電源設備について

2.3　遮蔽設計について

2.4　換気設備・加圧設備について

2.5　必要な情報を把握できる設備について

2.6　通信連絡設備について

3.　運用

3.1　必要要員の構成，配置について

3.2　事象発生後の要員の動きについて

3.3　汚染持込み防止について

3.4　配備する資機材の数量及び保管場所について

3.5　廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

4.　耐震設計方針について

5.　添付資料

5.1　チェンジングエリアについて

5.2　配備資機材等の数量等について

5.3　通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

5.4　ＳＰＤＳのデータ伝送概要とパラメータについて

5.5　緊急時対策所の要員数とその運用について

5.6　原子力警戒体制，緊急時体制について

5.7　災害対策本部室内における各機能班との情報共有について

5.8　設置許可基準規則第６条（外部からの衝撃による損傷の防止），第８条及び第４１条（火災による損傷の防止）への適合方針について

1. 概要

1.1 設置の目的

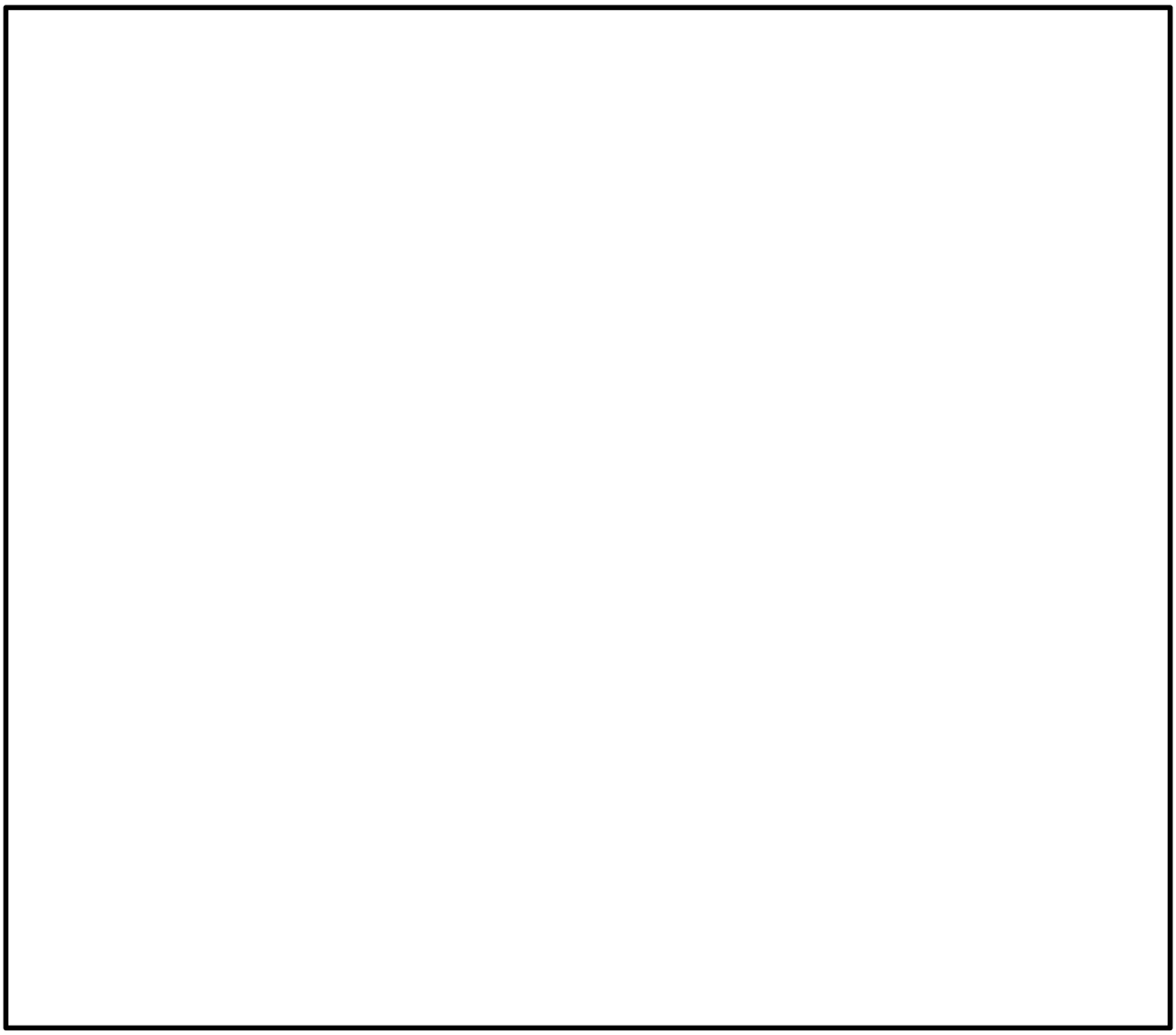
緊急時対策所は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合及び重大事故等が発生した場合において，中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために設置する。

緊急時対策所の基本仕様と重大事故等発生時における緊急時対策所の基本仕様について，第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表　緊急時対策所の基本仕様について

	項　　目	基　本　仕　様
1	建屋構造	・鉄筋コンクリート造（耐震構造）
2	階層	・4 階建て
3	建屋延床面積／緊急時対策所床面積	・建屋：約 4,000m^2／ 災害対策本部室：約 350m^2　宿泊・休憩室:約 70m^2
4	耐震強度	・基準地震動S_sで機能維持
5	耐津波	・防潮堤内側，発電所構内高台（T.P.＋23m）に設置
6	中央制御室との共通要因による同時機能喪失防止	・中央制御室との十分な離隔（約 320m） ・中央制御室と独立した機能 （電源設備及び換気設備は独立した専用設備）
7	電源設備	・通常電源設備：常用電源設備，非常用電源設備（通信連絡設備等の負荷のみ） ・代替電源設備：緊急時対策所用発電機（2 台）
8	遮蔽，放射線管理	・建屋外壁等十分な壁厚を確保した遮蔽設計 ・よう素除去フィルタ付非常用換気装置の設置 ・プルーム通過時の加圧設備の設置 ・加圧判断のためのエリアモニタ，可搬型モニタリング・ポストの配備 ・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備 ・チェンジングエリアの設置
9	発電用原子炉施設の情報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10	通信連絡	・発電所内・外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備の設置
11	食料，飲料水等	・7 日間必要とされる食料，飲料水等を配備

緊急時対策所建屋の各階における主な配置について，第 1.1－1 図に示す。



第 1.1－1 図　緊急時対策所建屋内の各階配置図

＊今後の設計により変更になる場合あり

1.2　拠点配置

緊急時対策所建屋は，十分な支持性能を有する新第三系鮮新統の砂質泥岩（久米層）上に設置する。

緊急時対策所建屋は,新たに設置する防潮堤の内側の発電所高台用地(T.P.＋23.0m）に設置し，基準津波（防潮堤位置における最高水位 T.P.＋17.1m）さらには，基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水に対しても影響を受けない設計とする。

また，中央制御室から約 320m 離れた場所に設置すること，換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していることから,中央制御室との共通要因(火災，内部溢水等）により，同時に機能喪失することのない設計とする。

配置図及び周辺図を第 1.2－1 図に示す。

第 1.2－1 図　緊急時対策所建屋　配置図

1.3　新規制基準への適合方針

緊急時対策所に関する要求事項と，その適合方針は，以下の第1.3－1表から第1.3－2表のとおりである。

第1.3－1表　「設置許可基準規則」第三十四条（緊急時対策所）

「技術基準規則」第四十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第三十四条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第四十六条 （緊急時対策所）	適合方針
工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。	工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。 【解釈】 第４６条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。	原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置する。 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置し，災害時において必要な要員最大100名を収容できる設計とする。 また，中央制御室内の運転員を介さず原子炉の状態を把握するために必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））を設置する設計とし，発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用かつ多様性を確保した通信回線にて連絡できる通信連絡設備を設置する。

設置許可基準規則 第三十四条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第四十六条 （緊急時対策所）	適合方針
	さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。	可搬型の酸素濃度計を配備し，室内の空気の取り込みを一時的に停止した場合であっても，緊急時対策所の酸素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握できるよう，酸素濃度計を保管する設計とする。
2　緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガス発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。 【解釈】 第２項に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「有毒ガスが発生した場合」とは、有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全		・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置※期間内に実施することとし，今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。 ※ 経過措置：平成32年5月1日以降の最初の施設定期検査終了まで

設置許可基準規則 第三十四条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第四十六条 （緊急時対策所）	適合方針
機能が損なわれるおそれがあることをいう。		

＊「設置許可基準規則」第６条（外部からの衝撃による損傷の防止），第８条及び第４１条（火災による損傷の防止）への適合方針については，添付資料 5.8 で後述する。