

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	資料 2 (TS-25 抜粋)
提出年月日	2023 年 12 月 14 日

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉

LCO, AOT 及びサーベイランスの設定

(「運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更」の反映)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

2023年12月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. LCO等の設定について

2. 柏崎刈羽原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について

資料1 LCO等を設定する重大事故等対処設備の整理資料

資料1.(1) 重大事故等対処設備整理表(各基準)

資料1.(2) 重大事故等対処設備代替設備整理表
(保安規定第66条各表)

資料1.(3) 表66-1~表66-19 手順と設備のリスト
(設置変更許可申請書 添付十追補1)

資料1.(4) 表66-1~表66-19 SA設備の設備分類
(設置変更許可申請書 添付八)

資料1.(5) 運転上の制限に係る重大事故等対処設備の
系統毎の括り方について

資料1.(6) 重大事故等対処設備のLCOを適用する原子炉の状態
について

資料2 LCO等の説明資料

資料2.(1) 保安規定第66条 記載方法の類型化、記載例及び記載の
考え方

資料2.(2) 保安規定第66条 運転上の制限等について

資料3 補足説明資料

資料3.(1) SA設備に係る既存保安規定への反映

資料3.(2) 保安規定第66条(重大事故等対処設備)

変更を抜粋して掲載

- ・66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復
- ・66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)
- ・66-5-4 代替原子炉補機冷却系
- ・66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
- ・66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)
- ・66-7-1 格納容器下部注水系(常設)
- ・66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)
- ・66-8-1 静的触媒式水素再結合器
- ・66-11-3 海水移送設備
- ・66-12-1 常設代替交流電源設備
- ・66-12-3 号炉間電力融通電気設備
- ・66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ
- ・66-14-1 中央制御室の居住性確保

資料 1. (1) 重大事故等対処設備整理表 (各基準)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.1/44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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	運転及び起動	66-1-1	「66-1-1 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)」で整理
			制御棒		第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理
			制御棒駆動機構(水圧駆動)		第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理
			制御棒駆動系水圧制御ユニット		第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理
			制御棒駆動系配管		第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理(系に含まれる)
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
		原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	運転及び起動	66-1-2	「66-1-2 ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
		自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	運転及び起動	66-3-1	「66-3-1 代替自動減圧機能」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
		ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	運転及び起動	第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理
			ほう酸水注入系貯蔵タンク		第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理
			ほう酸水注入系配管・弁		第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ		第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理(系に含まれる)
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.2/45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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			復水補給水系配管		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心注水系配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			給水系配管・弁・スパージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			サブプレッション・チェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			直流125V蓄電池A		第62条	「第62条 直流電源その1」で整理
			直流125V充電器A		第62条	「第62条 直流電源その1」で整理
			高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却		高圧炉心注水系ポンプ	運転、起動及び高温停止
		高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
		復水補給水系配管		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
		原子炉圧力容器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
		原子炉補機冷却系		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理	
		非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理	
		復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理	
		サブプレッション・チェンバ	第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理		

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.2/45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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			主蒸気系配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			復水補給水系配管		66-2-1	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ)		66-2-1	系に含まれる
			給水系配管・弁・スパージャ		66-2-1	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-2-1	系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
		可搬型直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)		
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理 「66-2-2 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系(現場起動)」では、必要な電動弁の手動操作用レバー及びハンドルの操作により現場起動できることを要求。
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			主蒸気系配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			復水補給水系配管		66-2-1	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ)		66-2-1	系に含まれる
			給水系配管・弁・スパージャ		66-2-1	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-2-1	系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.2/45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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考			
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理 「66-2-2 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系(現場起動)」では、必要な電動弁の手動操作レバー及びハンドルの操作により現場起動できることを要求			
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			主蒸気系配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			復水補給水系配管		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			高圧炉心注水系配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			給水系配管・弁・スパージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理			
			サブプレッション・チェンバ		第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理			
			全交流動力電源		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
						原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
	主蒸気系配管・弁	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
	復水補給水系配管	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
	高圧炉心注水系配管・弁	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
	給水系配管・弁・スパージャ	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
	原子炉圧力容器	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
	復水貯蔵槽	66-11-1		「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理					
	サブプレッション・チェンバ	第46条		「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理					
	所内蓄電式直流電源設備	66-12-4		「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理					
	常設代替交流電源設備	66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理					
	可搬型代替交流電源設備	66-12-2		「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理					
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ		運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理			
		原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		主蒸気系配管・弁			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		復水補給水系配管			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		高圧炉心注水系配管・弁			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		給水系配管・弁・スパージャ			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		原子炉圧力容器			第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
		復水貯蔵槽			66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理			
		サブプレッション・チェンバ			第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理			
		所内蓄電式直流電源設備			66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理			
		可搬型直流電源設備	66-12-5		「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.2/45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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考		
監視及び制御	—	高圧代替注水系(中央制御室起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉水位(燃料域)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉圧力(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			高圧代替注水系系統流量		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			復水貯蔵槽水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
		高圧代替注水系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉水位(燃料域)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
		原子炉隔離時冷却系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉水位(燃料域)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
			原子炉水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理		
		重大事故等の進展抑制	—	ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)	ほう酸水注入系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-2-3	保安規定の既存条文「第24条 ほう酸水注入系」よりも要求が拡張されたことから、第66条で新たにLCO等を定める「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理
					ほう酸水注入系配管・弁		66-2-3	系に含まれる
高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ	66-2-3				系に含まれる			
原子炉圧力容器	66-2-3				系に含まれる			
ほう酸水注入系貯蔵タンク	66-2-3				「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理			
常設代替交流電源設備	66-12-1				「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)			
可搬型代替交流電源設備	66-12-2				「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)			

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.3/46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-3-1	「66-3-1 代替自動減圧機能」で整理	
			自動減圧系の起動阻止スイッチ		66-3-1	「66-3-1 代替自動減圧機能」で整理	
			逃がし安全弁(自動減圧機能付きC,H,N,Tの4個)		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
			主蒸気系配管・クエンチャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
			自動減圧機能用アキュムレータ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理	
		手動操作による減圧(逃がし安全弁)	逃がし安全弁	運転, 起動及び高温停止	66-3-2	保安規定の既存条文「第30条 主蒸気逃がし安全弁」では手動減圧機能の要求がないことから, 第66条で新たにLCO等を定める「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理	
			主蒸気系配管・クエンチャ		66-3-2	系に含まれる	
			逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	系に含まれる	
			自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	系に含まれる	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	
			所内蓄電式直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁(自動減圧機能なし)	運転, 起動及び高温停止	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理	
			主蒸気系配管・クエンチャ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	
			逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)	
			AM用切替装置(SRV)		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理	
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)	
			逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復		逃がし安全弁(自動減圧機能付き)	運転, 起動及び高温停止	66-3-2
	主蒸気系配管・クエンチャ	66-3-2		「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
	自動減圧機能用アキュムレータ	66-3-2		「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	66-3-3		「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理			
	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ		運転, 起動及び高温停止	66-3-3		「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
		高圧窒素ガス供給系配管・弁			66-3-3		系に含まれる
		自動減圧機能用アキュムレータ			66-3-2		「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
		逃がし弁機能用アキュムレータ	66-3-2		「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)		
逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンペ	運転, 起動及び高温停止	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理			
	高圧窒素ガス供給系配管・弁		66-3-3	系に含まれる			
全交流動力電源常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理		
		常設代替交流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理		
	代替交流電源設備による復旧	可搬型代替交流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理		

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.3/46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉破損格納容器	—	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁	運転、起動及び高温停止	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理
			主蒸気系配管・クエンチャ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁	運転、起動及び高温停止	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理
			主蒸気系配管・クエンチャ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	高圧炉心注水系注入隔離弁	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
		原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル	運転、起動及び高温停止	第49条	「第49条 原子炉建屋」で整理 (開放機能をいう。閉止装置については、「66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理。)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.4/47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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ	運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			給水系配管・弁・スパージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却系		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			サブプレッション・チェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ	高温停止※1, 冷温停止及び燃料交換※2	第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			残留熱除去系配管・弁・スパージャ		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			給水系配管・弁・スパージャ		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			原子炉圧力容器		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却系		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理 また冷温停止以降, 原子炉補機冷却系の不具合等により, 関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は, それぞれ該当する条文を適用する
			非常用交流電源設備		第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」, 「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.4/47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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考		
(発電用原子炉運転系故障時)	残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理		
			復水補給水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる		
			残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる		
			残留熱除去系(A)配管・弁		66-4-1	系に含まれる		
			給水系配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる		
			高圧炉心注水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる		
			原子炉圧力容器		66-4-1	系に含まれる		
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)		
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)		
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)		
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)		
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理		
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	
		ホース・接続口		66-19-1 66-4-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)			
		復水補給水系配管・弁		66-4-2	系に含まれる			
		残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ		66-4-2	系に含まれる			
		残留熱除去系(A)配管・弁		66-4-2	系に含まれる			
		給水系配管・弁・スパージャ		66-4-2	系に含まれる			
		原子炉圧力容器		66-4-2	系に含まれる			
		常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)			
		可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)			
		代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)			
		燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)			
		非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理			
		(発電用原子炉運転系故障時)		全交流動力電源原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	運転, 起動及び高温停止	第39条
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
給水系配管・弁・スパージャ	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
原子炉圧力容器	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)					
サブプレッション・チェンバ	第46条		「第46条 サプレッションプールの水位」で整理					
代替原子炉補機冷却系	66-5-4		「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理					
常設代替交流電源設備	66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理					
原子炉補機冷却系	第52条		「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理					

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.4/47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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理
			復水補給水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる
			残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる
			残留熱除去系(A)配管・弁		66-4-1	系に含まれる
			給水系配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-4-1	系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
		低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	
			ホース・接続口	66-19-1 66-4-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)	
			復水補給水系配管・弁	66-4-2	系に含まれる	
			残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	66-4-2	系に含まれる	
			残留熱除去系(A)配管・弁	66-4-2	系に含まれる	
			給水系配管・弁・スパージャ	66-4-2	系に含まれる	
			原子炉圧力容器	66-4-2	系に含まれる	
			常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	
			代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	
			燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.4/47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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
（発電用原子炉系停止中時）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ	冷温停止及び燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」で整理	
			復水補給水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる	
			残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる	
			残留熱除去系(A)配管・弁		66-4-1	系に含まれる	
			給水系配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる	
			高圧炉心注水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる	
			原子炉圧力容器		66-4-1	系に含まれる	
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」で他表を参照）	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」で他表を参照）	
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」で他表を参照）	
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」で他表を参照）	
			非常用交流電源設備		第60条	「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理	
			低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理（「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
					ホース・接続口	66-19-1 66-4-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理（系に含まれる） 「66-4-2 低圧代替注水ポンプ（可搬型）」で整理（系に含まれる）
		復水補給水系配管・弁		66-4-2	系に含まれる		
		残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ		66-4-2	系に含まれる		
		残留熱除去系(A)配管・弁		66-4-2	系に含まれる		
		給水系配管・弁・スパージャ		66-4-2	系に含まれる		
		原子炉圧力容器		66-4-2	系に含まれる		
		常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）		
		可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）		
		代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）		
		燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理（「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）		
		非常用交流電源設備		第60条	「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理		

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.4/47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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
(発電用原子炉停止時サポ-ト系故障時)	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉内から全燃料が取出された場合を除く	第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その2」,「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その2」,「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系配管・弁・スパージャ		第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その2」,「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			給水系配管・弁・スパージャ		第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その2」,「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その2」,「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			代替原子炉補機冷却系		66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
原子炉補機冷却系	第35条 第36条	冷温停止以降, 原子炉補機冷却系の不具合等により, 関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は, それぞれ該当する条文を適用する				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.5/48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	高温停止※1、冷温停止、燃料交換※2 ※1：原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下 ※2：原子炉内から全燃料が取出された場合を除く	第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」で整理
		残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）及び格納容器スプレイ冷却モードによる原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
		原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却海水ポンプ	運転、起動及び、高温停止	第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			原子炉補機冷却水ポンプ		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレナ		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			原子炉補機冷却系サージタンク		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			補機冷却用海水取水路		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			補機冷却用海水取水槽		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			海水貯留堰		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			スクリーン室		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			取水路		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			原子炉補機冷却水系熱交換器		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
		非常用交流電源設備	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理		

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.5/48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード、サブレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード)	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置(フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク)	運転、起動及び高温停止	66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁	運転、起動及び高温停止	66-5-2	系に含まれる	
			耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁		66-5-2	系に含まれる	
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		66-5-2	系に含まれる	
			原子炉格納容器(サブレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む)		第43条 第44条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理 「第44条 サブレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁」で整理	
			不活性ガス系配管・弁		66-5-2	系に含まれる	
			非常用ガス処理系配管・弁		66-5-2	系に含まれる	
			主排気筒(内筒)		66-5-2	系に含まれる	
			遠隔手動弁操作設備		66-5-2	系に含まれる	
			遠隔空気駆動弁操作ポンベ		66-5-2	「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)	
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)	
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)	
	可搬型直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード、サブレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード) 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	運転、起動及び高温停止	66-5-1	格納容器圧力逃がし装置については、「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理(系に含まれる) 耐圧強化ベント系については、「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理(系に含まれる)	
			遠隔空気駆動弁操作ポンベ		66-5-1 66-5-2		格納容器圧力逃がし装置については、「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理 耐圧強化ベント系については、「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		66-5-1 66-5-2		格納容器圧力逃がし装置については、「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理(系に含まれる) 耐圧強化ベント系については、「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理(系に含まれる)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.5/48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理	
			大容量送水車(熱交換器ユニット用)		66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理	
			代替原子炉補機冷却海水ストレータ		66-5-4	系に含まれる	
			ホース		66-5-4	系に含まれる	
			原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク		66-5-4	系に含まれる	
			残留熱除去系熱交換器		66-5-4	系に含まれる	
			海水貯留堰		66-5-4	系に含まれる	
			スクリーン室		66-5-4	系に含まれる	
			取水路		66-5-4	系に含まれる	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で他表を参照)	
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で他表を参照)	
			残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)		高温停止※1、冷温停止、燃料交換※2 ※1: 原子炉圧力が0.93MPa[gage]以下 ※2: 原子炉内から全燃料が取出された場合を除く	第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」で整理
			残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)		運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)		運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.6/49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機冷却系		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			格納容器スプレイ・ヘッド		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理（系に含まれる）
			サブプレッション・チェンバ		第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理
		残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機冷却系		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
サブプレッション・チェンバ	第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.6/49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考		
フロントライン系故障時 (炉心損傷前)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	運転、起動及び高温停止	66-6-1	「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で整理		
			復水補給水系配管・弁		66-6-1	系に含まれる		
			残留熱除去系配管・弁		66-6-1	系に含まれる		
			格納容器スプレイ・ヘッド		66-6-1	系に含まれる		
			高圧炉心注水系配管・弁		66-6-1	系に含まれる		
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理		
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理		
			代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
					ホース・接続口		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
					復水補給水系配管・弁		66-6-2	系に含まれる
					残留熱除去系配管・弁		66-6-2	系に含まれる
					格納容器スプレイ・ヘッド		66-6-2	系に含まれる
					原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
					常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
	可搬型代替交流電源設備	66-12-2		「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	代替所内電気設備	66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	燃料補給設備	66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	非常用交流電源設備	第59条		「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
	サポート系故障時 (炉心損傷前)	全交流動力電源 原子炉補機冷却系		代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ		運転、起動及び高温停止	第39条
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)		
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
原子炉格納容器			第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理			
サブプレッション・チェンバ			第46条		「第46条 サプレッションプールの水位」で整理			
格納容器スプレイ・ヘッド			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
代替原子炉補機冷却系			66-5-4		「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理			
常設代替交流電源設備			66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理			
原子炉補機冷却系			第52条		「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理			
代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧			残留熱除去系ポンプ		運転、起動及び高温停止	第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			残留熱除去系熱交換器			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
		原子炉格納容器	第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理				
		サブプレッション・チェンバ	第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理				
		代替原子炉補機冷却系	66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理				
		常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理				
		原子炉補機冷却系	第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.6/49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考		
フロントライン系故障時 (炉心損傷後)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止	66-6-1	「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で整理		
			復水補給水系配管・弁		66-6-1	系に含まれる		
			残留熱除去系配管・弁		66-6-1	系に含まれる		
			格納容器スプレイ・ヘッド		66-6-1	系に含まれる		
			高圧炉心注水系配管・弁		66-6-1	系に含まれる		
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理		
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)		
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理		
			代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
					ホース・接続口		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
					復水補給水系配管・弁		66-6-2	系に含まれる
					残留熱除去系配管・弁		66-6-2	系に含まれる
	格納容器スプレイ・ヘッド	66-6-2		系に含まれる				
	原子炉格納容器	第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理				
	常設代替交流電源設備	66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	可搬型代替交流電源設備	66-12-2		「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	代替所内電気設備	66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	燃料補給設備	66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
	非常用交流電源設備	第59条		「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
	サポート系故障時 (炉心損傷後)	全交流動力電源原子炉補機冷却系		代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ		運転, 起動及び高温停止	第39条
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)		
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)		
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理		
			サブプレッション・チェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理		
格納容器スプレイ・ヘッド			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)			
代替原子炉補機冷却系			66-5-4		「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理			
常設代替交流電源設備			66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理			
原子炉補機冷却系			第52条		「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理			
代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧			サブプレッション・チェンバ		運転, 起動及び高温停止	第46条		「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
			残留熱除去系ポンプ			第39条		「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			原子炉格納容器			第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
		残留熱除去系熱交換器	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)				
		残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)				
		代替原子炉補機冷却系	66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理				
		常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理				
		原子炉補機冷却系	第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.7/50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	運転、起動及び高温停止	66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			よう素フィルタ		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			ドレン移送ポンプ		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			ドレンタンク		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			遠隔手動弁操作設備		66-5-1	系に含まれる	
			遠隔空気駆動弁操作ポンプ		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		66-5-1	系に含まれる	
			スクラバ水pH制御設備		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			可搬型窒素供給装置		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
			ラブチャーディスク		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む)		第43条 第44条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理 「第44条 サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁」で整理	
			格納容器圧力逃がし装置配管・弁		66-5-1	系に含まれる	
			不活性ガス系配管・弁		66-5-1	系に含まれる	
			耐圧強化ベント系配管・弁		66-5-1	系に含まれる	
			ホース・接続口		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理(系に含まれる)	
			フィルタベント遮蔽壁		遮蔽(建物の壁等)については、運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))		
			配管遮蔽		遮蔽(建物の壁等)については、運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))		
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流設備」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	運転、起動及び高温停止	66-5-1	系に含まれる	
			遠隔空気駆動弁操作ポンプ		66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理	
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		66-5-1	系に含まれる	
	—	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬型窒素供給装置	運転、起動及び高温停止	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理	
			ホース・接続口		66-5-3	系に含まれる	
	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ	運転、起動及び高温停止	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理	
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ		66-5-5	系に含まれる	
			高圧炉心注水系配管・弁		66-5-5	系に含まれる	
			復水補給水系配管・弁		66-5-5	系に含まれる	
			給水系配管・弁・スパージャ		66-5-5	系に含まれる	
			格納容器スプレイ・ヘッド		66-5-5	系に含まれる	
			原子炉圧力容器		66-5-5	系に含まれる	
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理	
			サブプレッション・チェンバ		第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他条文を参照）	
			代替原子炉補機冷却系		66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他条文を参照)	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-4-2	「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理（代替循環冷却系の準備のため低圧代替注水系(可搬型)を使用し、原子炉注水をすることから66-4-2で整理する）	
			ホース		66-4-2	「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理（代替循環冷却系の準備のため低圧代替注水系(可搬型)を使用し、原子炉注水をすることから66-4-2で整理する）	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）	
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）	
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）	
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.8/51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	—	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	運転、起動及び高温停止	66-7-1	「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で整理
			復水補給水系配管・弁		66-7-1	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁		66-7-1	系に含まれる
			原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
			コリウムシールド		66-7-1	系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)
			格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動及び高温停止
		ホース・接続口		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)	
		復水補給水系配管・弁		66-7-2	「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)	
		原子炉格納容器		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理	
		コリウムシールド		66-7-2	系に含まれる	
		常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)	
		可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)	
		代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)	
		燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.8/51条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理
			復水補給水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる
			残留熱除去系配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる
			給水系配管・弁・スパージャ		66-4-1	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁		66-4-1	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-4-1	系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)
			ホース・接続口		66-19-1 66-4-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
			復水補給水系配管・弁		66-4-2	系に含まれる
			残留熱除去系配管・弁・スパージャ		66-4-2	系に含まれる
			給水系配管・弁・スパージャ		66-4-2	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-4-2	系に含まれる
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			主蒸気系配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			復水補給水系配管		66-2-1	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁		66-2-1	系に含まれる
			残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ)		66-2-1	系に含まれる
			給水系配管・弁・スパージャ		66-2-1	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-2-1	系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
		可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)		
		可搬型直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)		
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	運転, 起動及び高温停止	66-2-3	保安規定の既存条文「第24条 ほう酸水注入系」よりも要求が拡張されたことから, 第66条で新たにLCO等を定める「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理
			ほう酸水注入系貯蔵タンク		66-2-3	保安規定の既存条文「第24条 ほう酸水注入系」よりも要求が拡張されたことから, 第66条で新たにLCO等を定める「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理
			ほう酸水注入系配管・弁		66-2-3	系に含まれる
			高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ		66-2-3	系に含まれる
			原子炉圧力容器		66-2-3	系に含まれる
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.9/52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】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
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等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置	運転、起動及び高温停止	66-5-1	「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で整理
			フィルタ装置出口放射線モニタ		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）
			フィルタ装置水素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照）
			サブプレッション・チェンバ		第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
			耐圧強化ベント系(W/W)		66-5-2	「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理
			可搬型窒素供給装置		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」, 「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）
			ホース・接続口		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理(系に含まれる)
			耐圧強化ベント系放射線モニタ		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）
			フィルタ装置水素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」, 「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）
		水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(SA)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で他表を参照）
			格納容器内水素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で他表を参照）
			格納容器内酸素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理（「66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で他表を参照）
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	運転、起動及び高温停止	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.10/53条 水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換※	66-8-1	「66-8-1 静的触媒式水素再結合器」で整理
			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-8-1 静的触媒式水素再結合器」で他表を参照)
			原子炉建屋原子炉区域		第49条	「第49条 原子炉建屋」で整理
	—	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	66-8-2	「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度」で整理
			代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換※	66-12-4
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理
			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出	格納容器圧力逃がし装置(フィルタ装置, よう素フィルタ, ラブチャージャーディスク)	運転, 起動及び高温停止	66-5-1
	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出	フィルタ装置水素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.11/54条 使用済燃料プールの冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
使用済燃料プールの冷却機能の低下又は規定の注水機能の発生時、又は使用済燃料	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			ホース・接続口		66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール代替注水系配管・弁		66-9-1	系に含まれる
			常設スプレィヘッド		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			使用済燃料プール		66-9-1	系に含まれる
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			ホース・接続口		66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール代替注水系配管・弁		66-9-1	系に含まれる
			可搬型スプレィヘッド		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			使用済燃料プール		66-9-1	系に含まれる
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
—	漏えい抑制	サイフォン防止機能	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	系に含まれる	
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			ホース・接続口		66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール代替注水系配管・弁		66-9-1	系に含まれる
			常設スプレィヘッド		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			使用済燃料プール		66-9-1	系に含まれる
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			ホース・接続口		66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール代替注水系配管・弁		66-9-1	系に含まれる
			可搬型スプレィヘッド		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			使用済燃料プール		66-9-1	系に含まれる
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理	
		ホース		66-10-1	系に含まれる	
		放水砲		66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理	
		燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制」で他表を参照)	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.11/54条 使用済燃料プールの冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			所内蓄電式直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備」及び「常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理
使用済燃料プールによる悪影響の発生防止 水蒸気に	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-2	「66-9-2 使用済燃料プールの除熱」で整理
			使用済燃料プール		66-9-2	系に含まれる
			燃料プール冷却浄化系熱交換器		66-9-2	「66-9-2 使用済燃料プールの除熱」で整理
			燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ		66-9-2	系に含まれる
			代替原子炉補機冷却系		66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理 (「66-9-2 使用済燃料プールの除熱」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-9-2 使用済燃料プールの除熱」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-9-2 使用済燃料プールの除熱」で他表を参照)
			原子炉補機冷却系		第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理 また冷温停止以降、原子炉補機冷却系の不具合等により、関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は、それぞれ該当する条文を適用する

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.12/55条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
使用済燃料納容器の破損及び原子炉格	—	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
			ホース		66-10-1	系に含まれる
			放水砲		66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で他表を参照)
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-10-2	「66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
			汚濁防止膜		66-10-2	「66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
			小型船舶(汚濁防止膜設置用)		66-10-2	「66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
空原機子衝突に屋火による航空機燃料航	—	航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
			ホース		66-10-1	系に含まれる
			放水砲		66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
			泡原液搬送車		66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
			泡原液混合装置		66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で他表を参照)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.13/56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
復水貯蔵槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵槽	運転, 起動及び高温停止	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理	
			高圧代替注水系(高圧代替注水系ポンプ)	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)で整理	
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理		
		高圧炉心注水系(高圧炉心注水系ポンプ)	運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理		
		原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	復水貯蔵槽	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理	
			低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理		
	—	原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器	復水貯蔵槽	運転, 起動及び高温停止	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			代替格納容器スプレイ冷却系(常設)(復水移送ポンプ)	66-6-1	「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で整理		
	サブプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵槽	原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	サブプレッション・チェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理
				原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ)	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
高圧炉心注水系(高圧炉心注水系ポンプ)				運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)			サブプレッション・チェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理	
			残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理		
原子炉格納容器内の除熱			サブプレッション・チェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブプレッションプールの水位」で整理	
		残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理			
防火水槽を水源とした対応		サブプレッション・チェンバ復水貯蔵槽	防火水槽を水源とした送水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
				可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理
			燃料補給設備	ホース・接続口	各表で要求される期間	66-4-2 66-6-2 66-7-2 66-9-1 66-11-2 66-19-1	各表の系に含まれる
	燃料補給設備			運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理	
防火水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵槽	原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	低圧代替注水系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級), ホース・接続口等)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	66-19-1 66-4-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)	
			原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級), ホース・接続口等)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で整理(系に含まれる)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.13/56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
防火水槽を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)
			ホース・接続口	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-11-2	
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-7-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
	—	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系(可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理
淡水貯水池を水源とした対応(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵槽	淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理
			ホース・接続口	各表で要求される期間	66-4-2 66-6-2 66-7-2 66-9-1 66-11-2 66-19-1	各表の系に含まれる
			燃料補給設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理
	原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力パウンドリ低下時)	原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力パウンドリ低下時)	低圧代替注水系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-19-1 66-4-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
	原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
	—	フィルタ装置への補給	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)
			ホース・接続口	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-11-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で整理(系に含まれる)
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系(可搬型)(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-7-2	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
	—	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系(可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.13/56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考			
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ復水貯蔵槽	海を水源とした送水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理			
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理			
			大容量送水車(海水取水用)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理			
			海水貯留堰	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-11-3	系に含まれる			
			スクリーン室	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-11-3	系に含まれる			
			取水路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-11-3	系に含まれる			
			ホース・接続口	各表で要求される期間	66-4-2 66-6-2 66-7-2 66-9-1 66-11-2 66-19-1	各表の系に含まれる			
			燃料補給設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照)			
		原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	低圧代替注水系(可搬型)(大容量送水車(海水取水用)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-19-1 66-4-2 66-11-3	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる) 可搬型代替注水ポンプへ海水を移送するための設備は「66-11-3 海水移送設備」で整理			
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)(大容量送水車(海水取水用)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2 66-11-3	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で整理(系に含まれる) 可搬型代替注水ポンプへ海水を移送するための設備は「66-11-3 海水移送設備」で整理			
		復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系(可搬型)(大容量送水車(海水取水用)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	運転、起動及び高温停止	66-19-1 66-7-2 66-11-3	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる) 可搬型代替注水ポンプへ海水を移送するための設備は「66-11-3 海水移送設備」で整理		
		—	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系(大容量送水車(海水取水用)、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口等)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-19-1 66-11-3	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理 「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 可搬型代替注水ポンプへ海水を移送するための設備は「66-11-3 海水移送設備」で整理		
			最終ヒートシンクへ(海)への代替熱輸送	代替原子炉補機冷却系(大容量送水車(熱交換器ユニット用))	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理		
			大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)			66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理	
				放水砲	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換		66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理	
				ホース				66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理(系に含まれる)
				燃料補給設備				66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で他表を参照)
			航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)			66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理	
				ホース				66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理(系に含まれる)
				放水砲	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換			66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理
	泡原液搬送車						66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理	
	泡原液混合装置					66-10-1	「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火」で整理		
		燃料補給設備				66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火)で他表を参照)		

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.13/56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク	運転、起動及び高温停止	第24条 66-2-3	「第24条 ほう酸水注入系」及び「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理	
			ほう酸水注入系(ほう酸水注入系ポンプ)		第24条 66-2-3		
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	—	防火水槽を水源とした補給(淡水/海水)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)	
			ホース・接続口		66-19-1 66-11-2		「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で整理(系に含まれる)
			CSP外部補給配管・弁		66-11-2		系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1		「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)
			燃料補給設備		66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)
		淡水貯水池を水源とした補給(海水/淡水) (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)	
			ホース・接続口		66-19-1 66-11-2		「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で整理(系に含まれる)
			CSP外部補給配管・弁		66-11-2		系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1		「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)
			燃料補給設備		66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)
		海を水源とした補給(淡水/海水)	大容量送水車(海水取水用)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)	
			海水貯留堰		66-11-3		「66-11-3 海水移送設備」で整理(系に含まれる)
			スクリーン室		66-11-3		「66-11-3 海水移送設備」で整理(系に含まれる)
			取水路		66-11-3		「66-11-3 海水移送設備」で整理(系に含まれる)
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		66-19-1		「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)
			ホース・接続口		66-19-1 66-11-2		「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる) 「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で整理(系に含まれる)
			CSP外部補給配管・弁		66-11-2		系に含まれる
			復水貯蔵槽		66-11-1		「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)
		燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)			

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.13/56条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考		
防火水槽へ水を補給するための対応	—	大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	大容量送水車(海水取水用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理		
			海水貯留堰		66-11-3	系に含まれる		
			スクリーン室		66-11-3	系に含まれる		
			取水路		66-11-3	系に含まれる		
			ホース		66-11-3	系に含まれる		
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理（「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照）		
水源を切り替えるための対応	—	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え	復水貯蔵槽	運転、起動及び高温停止	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理		
			サプレッション・チェンバ	運転、起動及び高温停止	第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理		
			原子炉隔離時冷却系	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理		
			高圧炉心注水系	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理		
		防火水槽へ補給する水源の切替え	—	防火水槽へ補給する水源の切替え	大容量送水車(海水取水用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理
					海水貯留堰		66-11-3	系に含まれる
					スクリーン室		66-11-3	系に含まれる
					取水路		66-11-3	系に含まれる
					ホース		66-11-3	系に含まれる
					燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理（「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照）
		淡水貯水池から海への切替え	—	淡水貯水池から海への切替え	大容量送水車(海水取水用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理
					海水貯留堰		66-11-3	系に含まれる
					スクリーン室		66-11-3	系に含まれる
					取水路		66-11-3	系に含まれる
					可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理
					可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理
					ホース	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-19-1	「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理(系に含まれる)
					燃料補給設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.14/57条 電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理
			燃料デイトンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理
			非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却系	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第53条	「第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系」で整理 また冷温停止以降、原子炉補機冷却系の不具合等により、関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は、それぞれ該当する条文を適用する
			燃料移送ポンプ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理
			非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理(系に含まれる)
			軽油タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理
		非常用直流電源設備による給電	直流125V蓄電池B	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V蓄電池C	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V蓄電池D	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V充電器B	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V充電器C	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V充電器D	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V蓄電池及び充電器B～直流母線電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理(系に含まれる)
			直流125V蓄電池及び充電器C～直流母線電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理(系に含まれる)
			直流125V蓄電池及び充電器D～直流母線電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理(系に含まれる)
			直流125V蓄電池A	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V蓄電池A-2	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V充電器A	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V充電器A-2	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			直流125V蓄電池及び充電器A～直流母線電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理(系に含まれる)
			直流125V蓄電池及び充電器A-2～直流母線電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理(系に含まれる)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.14/57条 電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			第一ガスタービン発電機用燃料タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			第一ガスタービン発電機～AM用MCC電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
			軽油タンク出口ノズル・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			タンクローリ(16kL)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線C系及びD系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			電源車～動力変圧器C系～非常用高圧母線C系及びD系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用MCC電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
	電源車～AM用動力変圧器～AM用MCC電路		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	
	電源車～代替原子炉補機冷却系電路		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2 66-5-4	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」, 「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理(系に含まれる)	
	軽油タンク		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で他表を参照)	
	軽油タンク出口ノズル・弁		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	
	ホース		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	
	タンクローリ(4kL)		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で他表を参照)	
	号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル(常設)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 号炉間電力融通電気設備」で整理	
		号炉間電力融通ケーブル(可搬型)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 号炉間電力融通電気設備」で整理	
		号炉間電力融通ケーブル(常設)～非常用高圧母線C系及びD系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	
		号炉間電力融通ケーブル(可搬型)～非常用高圧母線C系及びD系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.14/57条 電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			直流125V蓄電池A-2	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			AM用直流125V蓄電池	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			直流125V充電器A	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			直流125V充電器A-2	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			AM用直流125V充電器	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			直流125V蓄電池及び充電器A～直流母線電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	系に含まれる
			直流125V蓄電池及び充電器A-2～直流母線電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	系に含まれる
			AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	系に含まれる

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.14/57条 電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(常設直流電源系統喪失)	常設代替直流電源設備による給電	AM用直流125V蓄電池	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			AM用直流125V充電器	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線電路	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-4	系に含まれる
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)
			AM用直流125V充電器	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理(「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流125V充電器～直流母線電路	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-2 66-12-4 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」,「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」,「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			電源車～AM用動力変圧器～AM用直流125V充電器～直流母線電路	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-2 66-12-4 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」,「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」,「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)
			軽油タンク出口ノズル・弁	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
タンクローリ(4kL)	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)			
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用電源切替箱断路器	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用電源切替箱接続装置	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			AM用動力変圧器	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			AM用MCC	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			AM用切替盤	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			AM用操作盤	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			非常用高圧母線C系	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			非常用高圧母線D系	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			軽油タンク出口ノズル・弁	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	系に含まれる
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	系に含まれる
			タンクローリ(4kL)	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備①】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 「1.15/58条 計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉の状態に従う	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
		代替パラメータによる推定	重要代替計器 「1.15/58条 計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉の状態に従う	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器 「1.15/58条 計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉の状態に従う	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
		代替電源(直流)からの給電	所内蓄電式直流電源設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理
—	—	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPDS)(データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-13-4 パラメータ記録」で他表を参照)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備①】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
補助パラメータ(電源関係)	—	—	M/C C電圧	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			M/C D電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			M/C E 電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			P/C C-1 電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			P/C D-1 電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			P/C E-1 電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			P/C C-1 電圧(他号炉)		—	他号炉設備であり, 7号炉のLCOとしては設定しない。
			P/C D-1 電圧(他号炉)		—	他号炉設備であり, 7号炉のLCOとしては設定しない。
			直流125V主母線盤A電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			直流125V主母線盤B電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			直流125V主母線盤C電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			非常用D/G発電機電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			非常用D/G発電機周波数		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			非常用D/G発電機電力		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			非常用D/G発電機電圧(他号炉)		—	他号炉設備であり, 7号炉のLCOとしては設定しない。
			非常用D/G発電機周波数(他号炉)		—	他号炉設備であり, 7号炉のLCOとしては設定しない。
			非常用D/G発電機電力(他号炉)		—	他号炉設備であり, 7号炉のLCOとしては設定しない。
			第一GTG発電機電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			第一GTG発電機周波数		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			電源車電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			電源車周波数		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
補助パラメータ(その他)			高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	運転, 起動及び高温停止	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			ドレンタンク水位		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
			RCWサージタンク水位	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備(「」記載)※ ※LCO対象SA設備(代替パラメータ)の機能を満足する確認計器として記載、運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力(SA) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA) ③原子炉圧力容器温度	運転、起動、高温停止及び冷温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA) ③高压代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ③復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高压炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④格納容器内圧力(S/C)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	原子炉水位(SA)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ②高压代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ②復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高压炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力(SA) ③格納容器内圧力(S/C)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備([] 記載)※ ※LCO対象SA設備(代替パラメータ)の機能を満足する確認計器として記載、運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉圧力 容器への注 水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	運転、起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1.03MPa [gage]以上の場合に適用する	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	高圧炉心注水系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)※ 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ※代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉格納 容器への注 水量	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)※ 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)※ ※代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位(SA) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器下部水位	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉格納 容器内の温 度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力(S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉格納 容器内の圧 力	格納容器内圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力(D/W)]	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	格納容器内圧力(S/C)	①格納容器内圧力(D/W) ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力(S/C)]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備()記載)※ ※LCO対象SA設備(代替パラメータ)の機能を満足する確認計器として記載、運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位(SA) ③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C) ④[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(SA)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	格納容器内水素濃度(SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]	起動※1、高温停止、冷温停止及び燃料交換※2 ※1:計数領域の場合に適用する ※2:起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]	運転及び起動	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	運転及び起動	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
最終ヒートシンクの確保(代替循環冷却系)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	復水補給水系温度(代替循環冷却)	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ①原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力(S/C) ①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ気体温度	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力(S/C) ①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②格納容器下部水位		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備()記載)※ ※LCO対象SA設備(代替パラメータ)の機能を満足する確認計器として記載、運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置スクラバ水pH	①フィルタ装置水位		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度(SA)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	原子炉水位(SA)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力(SA) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA) ③原子炉圧力容器温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力(D/W)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	格納容器内圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器圧力(D/W)]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.15/58条 計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備()記載※ ※LCO対象SA設備(代替パラメータ)の機能を満足する確認計器として記載、運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
水源の確保	復水貯蔵槽水位(SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サプレッション・チェンバ・プール水位]	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	66-8-2	「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度」で整理(「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で他条文を参照)
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で他条文を参照)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で他条文を参照)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で他条文を参照)
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で他条文を参照)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.16/59条 運転員が中央制御室にとどまるための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
—	—	居住性の確保	中央制御室遮蔽	運転, 起動, 高温停止, 炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※: 停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。	遮蔽(建物の壁等)については, 運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))	
			中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット・ブロウユニット)		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト		66-14-1	系に含まれる
			中央制御室換気空調系給排気隔離弁(MCR外気取入ダンパ, MCR排気ダンパ, MCR非常用外気取入ダンパ)		66-14-1	系に含まれる
			中央制御室換気空調系ダクト(MCR外気取入ダクト, MCR排気ダクト)		66-14-1	系に含まれる
			差圧計		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			データ表示装置(待避室)		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			酸素濃度・二酸化炭素濃度計		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室待避室遮蔽(常設)		遮蔽(建物の壁等)については, 運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))	
			中央制御室待避室遮蔽(可搬型)		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室待避室陽圧化装置(配管・弁)		66-14-1	系に含まれる
			可搬型蓄電池内蔵型照明		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)
			無線連絡設備(常設)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)
			無線連絡設備(常設)(屋外アンテナ)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			衛星電話設備(常設)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)
		衛星電話設備(常設)(屋外アンテナ)	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)		
		被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	運転, 起動及び高温停止	第51条	「第51条 非常用ガス処理系」で整理
			非常用ガス処理系フィルタ装置		第51条	「第51条 非常用ガス処理系」で整理
			非常用ガス処理系乾燥装置		第51条	「第51条 非常用ガス処理系」で整理
			非常用ガス処理系配管・弁		第51条	系に含まれる
			主排気筒(内筒)		第51条	系に含まれる
			非常用ガス処理系排気流量		第51条	系に含まれる
			原子炉建屋外気差圧		第51条	系に含まれる
			原子炉建屋原子炉区域		第49条 66-14-2	「第49条 原子炉建屋」で整理 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置については, 「66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.17/60条 監視測定設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
—	モニタリング・ポスト	放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			データ処理装置		66-15-1	系に含まれる
	放射能観測車	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			GM汚染サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			NaIシンチレーションサーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	気象観測設備	気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測装置	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			データ処理装置		66-15-1	系に含まれる
	—	放射線量の測定	電離箱サーベイメータ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			可搬型モニタリングポスト		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			データ処理装置		66-15-1	系に含まれる
			小型船舶(海上モニタリング用)		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	—	放射性物質の濃度(空気中、水中、土壌中)の測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			GM汚染サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			NaIシンチレーションサーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			ZnSシンチレーションサーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	—	海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			GM汚染サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			NaIシンチレーションサーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			ZnSシンチレーションサーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			電離箱サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
小型船舶(海上モニタリング用)			66-15-1		「66-15-1 監視測定設備」で整理	
無停電電源装置	モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.18/61条 緊急時対策所】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考	
—	—	居住性の確保(対策本部)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-16-1	系に含まれる	
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽		遮蔽(建物の壁等)については、運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト		66-16-1	系に含まれる	
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンペ、配管・弁)	運転、起動及び高温停止、炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※:停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置	※:停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			酸素濃度計(対策本部)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			二酸化炭素濃度計(対策本部)		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			差圧計(対策本部)		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			可搬型エリアモニタ(対策本部)		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			可搬型モニタリングポスト		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 (「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で他表を参照)	
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明(ランタタイプ)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で整理	
			—	—	居住性の確保(待避場所)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避場所)遮蔽	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避場所)可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト	66-16-2	系に含まれる					
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避場所)可搬型陽圧化空調機	66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理					
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避場所)室内遮蔽	遮蔽(建物の壁等)については、運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))						
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避場所)陽圧化装置(空気ポンペ)	運転、起動及び高温停止、炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※:停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。	66-16-2				「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避場所)陽圧化装置(配管・弁)	※:停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。	66-16-2				系に含まれる	
酸素濃度計(待避場所)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-16-2				「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理	
二酸化炭素濃度計(待避場所)		66-16-2				「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理	
差圧計(待避場所)		66-16-2				「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理	
可搬型エリアモニタ(待避場所)		66-16-2				「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理	
可搬型モニタリングポスト		66-16-2				「66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待避場所)」で整理	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.18/61条 緊急時対策所】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
—	—	必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム(SPDS)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備(常設)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備(可搬型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(常設)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(可搬型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			携帯型音声呼出電話設備		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線通信装置(常設)		66-17-1	系に含まれる
			無線連絡設備(屋外アンテナ)(常設)		66-17-1	系に含まれる
			衛星電話設備(屋外アンテナ)(常設)		66-17-1	系に含まれる
			衛星無線通信装置(常設)		66-17-1	系に含まれる
			有線(建屋内)(常設)		66-17-1	系に含まれる
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 全交流動力電源		代替電源設備からの給電	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
	負荷変圧器	66-16-3		「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理		
	可搬ケーブル	66-16-3		「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理		
	交流分電盤	66-16-3		「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理		
	軽油タンク	66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)		
	タンクローリ(4kL)	66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)		
	軽油タンク出口ノズル・弁	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)			

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【1.19/62条 通信連絡設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考				
—	—	発電所内の通信連絡	衛星電話設備(常設)	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			衛星電話設備(可搬型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			無線連絡設備(常設)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			無線連絡設備(可搬型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			携帯型音声呼出電話設備		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			安全パラメータ表示システム(SPDS)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理				
			無線連絡設備(屋外アンテナ)		66-17-1	系に含まれる				
			衛星電話設備(屋外アンテナ)		66-17-1	系に含まれる				
			無線通信装置		66-17-1	系に含まれる				
			有線(建屋内)		66-17-1	系に含まれる				
			—		全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
							交流分電盤		66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
負荷変圧器	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理								
可搬ケーブル	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理								
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理								
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理								
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理								
—	—	発電所外(社内外)の通信連絡		衛星電話設備(常設)			運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備(可搬型)	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理					
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理					
			データ伝送設備	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理					
			衛星電話設備(屋外アンテナ)	66-17-1	系に含まれる					
			無線通信装置	66-17-1	系に含まれる					
			有線(建屋内)	66-17-1	系に含まれる					
			—	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備		運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
交流分電盤	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理								
負荷変圧器	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理								
可搬ケーブル	66-16-3	「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で整理								
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理								
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理								
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理								

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備整理表【その他の設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
アクセスルートの確保	—	アクセスルートの確保	ホイールローダ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-18-1	「66-18-1 アクセスルートの確保」で整理
重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	—	重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	原子炉圧力容器	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	第24条 第34条 第35条 第36条 第39条 66-2-1,3 66-4-1,2 66-5-5	各条文(表)の系に含まれる
			原子炉格納容器	運転, 起動及び高温停止	第43条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理
			使用済燃料プール	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-9-2	各表の系に含まれる
			原子炉建屋原子炉区域	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	第49条 66-8-1	「第49条 原子炉建屋」で整理 原子炉建屋ブローアウトパネル再閉止装置については, 「66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理
非常用取水設備	—	非常用取水設備	補機冷却用海水取水路	運転, 起動, 高温停止	第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			補機冷却用海水取水槽	運転, 起動, 高温停止	第52条	「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理
			海水貯留堰	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	第52条 66-5-4 66-11-3	各条文(表)の系に含まれる
			スクリーン室	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	第52条 66-5-4 66-11-3	
			取水路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	第52条 66-5-4 66-11-3	

資料 1. (2) 重大事故等対処設備代替設備整理表 (保安規定第 6.6 条 各表)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-1 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】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可撤	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-1-1 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	1.1	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	運転及び起動	1個	常設	N	66-1-1	—	—	ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) ほう酸水注入系 自動減圧系起動阻止スイッチ	—	
			制御棒		205本	常設	N	第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理				
			制御棒駆動機構(水圧駆動)		205個	常設	N	第22条					
			制御棒駆動系水圧制御ユニット		103個	常設	N	第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理(系に含まれる)				
			制御棒駆動系配管		—	常設	N	第22条					
			非常用交流電源設備		—	—	—	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
66-1-2 ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	1.1	原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	運転及び起動	1個	常設	N	66-1-2	—	—	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	—	
			非常用交流電源設備		—	—	—	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-2 原子炉冷却材圧カ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】

表No.	技術的能力/設置許可基準規則	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※: 事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)	1.2 1.8 1.13	1.2 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 1.8 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時)	高圧代替注水系ポンプ	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1台	常設	N	66-2-1	—	高圧炉心注水系(非常用ディーゼル発電機含む)	原子炉隔離時冷却系(中操起動)	—
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		—	常設	N	66-2-1	系に含まれる			
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		—	常設	N	66-2-1				
			残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ)		—	常設	N	66-2-1				
			給水系配管・弁・スパージャ		—	常設	N	66-2-1				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	66-2-1				
			主蒸気系配管・弁		—	常設	N	66-2-1				
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		—	常設	N	66-2-1				
			復水補給水系配管・弁		—	常設	N	66-2-1				
			高圧炉心注水系配管・弁		—	常設	N	66-2-1				
			復水貯蔵槽		12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1		「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)		
			常設代替直流電源設備		—	—	—	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)			

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

表No.	技術的能力/設置許可基準規則	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-2-2 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系(現場起動)	1.2	1.2 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1台	常設	N	66-2-1	原子炉隔離時冷却系(現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系(中操起動) 高圧代替注水系(中操起動)	—	
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		—	常設	N	66-2-1	本表は必要な電動弁の手动操作用レバー及びハンドルの操作により現場起動できることを要求ポンプ等の系統設備は、「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理				
			主蒸気系配管・弁		—	常設	N	66-2-1					
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		—	常設	N	66-2-1					
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		—	常設	N	66-2-1					
			復水補給水系配管・弁		—	常設	N	66-2-1					
			高圧炉心注水系配管・弁		—	常設	N	66-2-1					
			残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ)		—	常設	N	66-2-1					
			給水系配管・弁・スパーージャ		—	常設	N	66-2-1					
			原子炉圧力容器		—	常設	N	66-2-1					
	復水貯蔵槽	12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)							
	1.2	1.2 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1台	常設	N	第39条	高圧代替注水系(現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系(中操起動) 高圧代替注水系(中操起動)	—	
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		—	常設	N	第39条	本表は必要な電動弁の手动操作用レバー及びハンドルの操作により現場起動できることを要求ポンプ等の系統設備は「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理				
			主蒸気系配管・弁		—	常設	N	第39条					
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ		—	常設	N	第39条					
			復水補給水系配管・弁		—	常設	N	第39条					
			高圧炉心注水系配管・弁		—	常設	N	第39条					
			給水系配管・弁・スパーージャ		—	常設	N	第39条					
			原子炉圧力容器		—	常設	N	第39条					
			復水貯蔵槽		12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1				「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理	
サブレーション・チェンバ			3600m3		常設	N	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理					
66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)	1.2 1.8 1.13	1.2 ほう酸水注入系による進展抑制 1.8 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 1.13 原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	運転, 起動及び高温停止	1台	常設	N	66-2-3	—	高圧炉心注水系(非常用ディーゼル発電機含む) 原子炉隔離時冷却系	—	—	
			ほう酸水注入系貯蔵タンク		1基	常設	N	66-2-3					
			ほう酸水注入系配管・弁		—	常設	N	66-2-3	系に含まれる				
			高圧炉心注水系配管・弁・スパーージャ		—	常設	N	66-2-3					
			原子炉圧力容器		—	常設	N	66-2-3					
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備))で他表を参照)				
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備))で他表を参照)				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-3 原子炉冷却材圧力カウンダリを減圧するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可撤	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置を含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-3-1 代替自動減圧機能	1.3 1.1	1.3 減圧の自動化 1.1 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa(gage)以上)	1個	常設	N	66-3-1	—	—	逃がし安全弁(手動減圧)	—
			自動減圧系の起動阻止スイッチ		1系(論理毎)	常設	N	66-3-1	—	—	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	—
			逃がし安全弁(自動減圧機能付きC,H,N,Tの4個)		4個	常設	N	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理			
			主蒸気系配管・クエンチャ		—	常設	N	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理			
			自動減圧機能用アキュムレータ		4個	常設	N	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理			
			非常用交流電源設備		—	—	—	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理			
66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)	1.3	1.3 手動操作による減圧 1.3 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止 1.3 発電用原子炉の減圧(インターフェイスシステムLOCA発生時)	逃がし安全弁	運転, 起動及び高温停止	8個	常設	N	66-3-2	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	—
			主蒸気系配管・クエンチャ		—	常設	N	66-3-2	系に含まれる			
			逃がし弁機能用アキュムレータ		8個	常設	N	66-3-2				
			自動減圧機能用アキュムレータ		8個	常設	N	66-3-2				
			所内蓄電式直流電源設備		—	—	—	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)			
66-3-3 逃がし安全弁の機能回復	1.3	1.3 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	AM用切替装置(SRV)	運転, 起動及び高温停止	1個	常設	N	66-3-3	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	常用直流電源設備	—	代替逃がし安全弁駆動装置 代替品の補充等
			逃がし安全弁(自動減圧機能なし)		4個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理			
			主蒸気系配管・クエンチャ		—	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
			逃がし弁機能用アキュムレータ		4個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)			
			常設代替直流電源設備		—	—	—	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)			
		1.3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1個	可撤	N	66-3-3	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	常用直流電源設備	—	代替逃がし安全弁駆動装置 代替品の補充等	
			自動減圧機能用アキュムレータ	2個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)				
			逃がし安全弁(自動減圧機能付き)	2個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理				
			主蒸気系配管・クエンチャ	—	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)				
		1.3 高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 1.3 逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンプ	5本	可撤	N	66-3-3	—	アキュムレータ圧力	—	代替逃がし安全弁駆動装置 代替品の補充等	
			高圧窒素ガス供給系配管・弁	—	常設	N	66-3-3	系に含まれる				
			自動減圧機能用アキュムレータ	8個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)				
			逃がし弁機能用アキュムレータ	8個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-4 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】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-4-1 低圧代替注水系(常設)	1.4 1.8 1.13	1.4 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】 1.4 低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 1.4 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】 1.8 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	復水移送ポンプ	運転, 起動, 高温停止 低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	2台	常設	N	66-4-1	—	低圧注水系(非常用ディーゼル発電機含む)	高圧炉心注水系	—
			復水補給水系配管・弁	—	常設	N	66-4-1	系に含まれる				
			高圧炉心注水系配管・弁	—	常設	N	66-4-1					
			残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	—	常設	N	66-4-1					
			残留熱除去系(A)配管・弁	—	常設	N	66-4-1					
			給水系配管・弁・スパージャ	—	常設	N	66-4-1					
			原子炉圧力容器	—	常設	N	66-4-1					
			復水貯蔵槽	12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1		「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)			
			常設代替交流電源設備	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)				
			可搬型代替交流電源設備	—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)				
			代替所内電気設備	—	—	—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)				
			非常用交流電源設備	—	—	—	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」, 「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理				
			66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)	1.4 1.8 1.13	1.4 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】 1.4 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却 1.4 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】 1.8 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転, 起動, 高温停止 低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	4台×2	可搬	2N	※1 66-4-2 66-19-1	—
ホース・接続口	—	可搬/常設				2N/N	66-4-2 66-19-1	系に含まれる				
復水補給水系配管・弁	—	常設				N	66-4-2					
残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	—	常設				N	66-4-2					
残留熱除去系(A)配管・弁	—	常設				N	66-4-2					
給水系配管・弁・スパージャ	—	常設				N	66-4-2					
原子炉圧力容器	—	常設				N	66-4-2					
常設代替交流電源設備	—	—				—	66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)			
可搬型代替交流電源設備	—	—				—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
代替所内電気設備	—	—				—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
燃料補給設備	—	—				—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
非常用交流電源設備	—	—				—	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」, 「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理				

※1: 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 可搬型代替注水(A-2級)」で整理する。系統としての要求事項等については、本表にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備、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、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】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日								
66-5-1 格納容器圧力逃がし装置	1.5 1.7 1.9 1.10 1.13	1.5 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.7 現場操作(格納容器圧力逃がし装置) 1.7 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.7 現場操作(格納容器圧力逃がし装置) 1.9 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 1.10 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素の排出 1.13 フィルタ装置への補給	フィルタ装置	運転, 起動及び高温停止	1個	常設	N	66-5-1	—	残留熱除去系(低圧注水モード, 格納容器スプレイモード, サプレッションプール冷却モード) (非常用ディーゼル発電機, 原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系含む) 可燃性ガス濃度制御系	代替循環冷却系 耐圧強化ベント系(W/W)	—								
			よう素フィルタ		2個	常設	N	66-5-1												
			ラプチャーディスク		2個	常設	N	66-5-1												
			遠隔空気駆動弁操作用ポンプ		2本	可搬	N	66-5-1												
			スクラバ水pH制御設備		1式	可搬	N	66-5-1												
			ドレン移送ポンプ		1台	常設	N	66-5-1												
			ドレンタンク		1基	常設	N	66-5-1												
			遠隔手動弁操作設備		—	常設	N	66-5-1					系に含まれる							
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		—	常設	N	66-5-1												
			原子炉格納容器(サプレッション・チェンバ, 真空破壊弁含む)		—	常設	N	第43条 第44条					「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理 「第44条 サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁」で整理							
			格納容器圧力逃がし装置配管・弁		—	常設	N	66-5-1					系に含まれる							
			不活性ガス系配管・弁		—	常設	N	66-5-1												
			耐圧強化ベント系配管・弁		—	常設	N	66-5-1					遮蔽(建物の壁等)については、運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))							
			フィルタベント遮蔽壁		1台	可搬	N	66-5-3						「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			配管遮蔽		—	可搬/常設	N	66-5-3						「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理 (系に含まれる)						
			可搬型窒素供給装置		4台	可搬	N	66-19-1						「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			ホース・接続口		—	—	—	66-12-1						「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		—	—	—	66-12-2						「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-6						「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-5						「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			代替所内電気設備		—	—	—	66-12-4						「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			可搬型直流電源設備		1個	常設	N	66-13-1						「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-5-1 格納容器圧力逃がし装置」で他表を参照)						
			常設代替直流電源設備		1個	常設	N	66-13-1												
			フィルタ装置出口放射線モニタ																	
			フィルタ装置水素濃度																	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備、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、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】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-5-2 耐圧強化ベント系	1.5 1.9	1.5 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.5 現場操作(耐圧強化ベント系) 1.9 耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	遠隔空気駆動弁操作ポンプ	運転, 起動及び高温停止	4個	可搬	N	66-5-2	格納容器圧力逃がし装置	系に含まれる	残留熱除去系(低圧注水モード, 格納容器スプレイモード, サプレッションプール冷却モード) (非常用ディーゼル発電機, 原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系含む) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品の補充等
			遠隔手動弁操作設備		—	常設	N	66-5-2					
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		—	常設	N	66-5-2					
			耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁		—	常設	N	66-5-2					
			耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁		—	常設	N	66-5-2					
			遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁		—	常設	N	66-5-2					
			不活性ガス系配管・弁		—	常設	N	66-5-2					
			非常用ガス処理系配管・弁		—	常設	N	66-5-2					
			主排気筒(内筒)		—	常設	N	66-5-2					
			原子炉格納容器(サプレッション・チェンバ, 真空破壊弁含む)		—	常設	N	第43条 第44条	「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理 「第44条 サプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁」で整理				
			可搬型窒素供給装置		1台	可搬	N	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
			ホース・接続口		—	可搬/常設	N	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素供給装置」で整理 (系に含まれる)				
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
			代替所内電気設備		—	—	—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
			常設代替直流電源設備		—	—	—	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
			可搬型直流電源設備		—	—	—	66-12-5	「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)				
フィルタ装置水素濃度	1個	常設	N	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)								
耐圧強化ベント系放射線モニタ	1個	常設	N	66-13-1									
66-5-3 可搬型窒素供給装置	1.7 1.9	1.7 不活性ガス(窒素ガス)による系統内の直換 1.9 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	可搬型窒素供給装置	運転, 起動及び高温停止	1台	可搬	N	66-5-3	—	残留熱除去系(低圧注水モード, 格納容器スプレイモード, サプレッションプール冷却モード) (非常用ディーゼル発電機, 原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系含む) 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品の補充等	
			ホース・接続口		—	可搬/常設	N	66-5-3	系に含まれる				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備、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、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】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT: N:3日 2N: 10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※: 事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT: N:10日 2N: 30日								
66-5-4 代替原子炉補機冷却系	1.5 1.13	1.5 代替原子炉補機冷却系による除熱 1.13 最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送	熱交換器ユニット	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	1台×2	可搬	2N	66-5-4	—	(運転, 起動, 高温停止のみ) 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系, 非常用ディーゼル発電機を含む)	—	代替品の補充等 大容量送水車又は代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用した海水直接送水による除熱								
			大容量送水車(熱交換器ユニット用)		1式×2	可搬	2N	66-5-4												
			代替原子炉補機冷却海水ストレナ		—	可搬	2N	66-5-4												
			ホース		—	可搬	2N	66-5-4												
			原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク		—	常設	N	66-5-4												
			残留熱除去系熱交換器		—	常設	N	66-5-4												
			海水貯留堰		—	常設	N	66-5-4												
			スクリーン室		—	常設	N	66-5-4												
			取水路		—	常設	N	66-5-4												
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1					「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で他表を参照)							
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2					「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で他表を参照)							
			燃料補給設備		—	—	—	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で他表を参照)							
			66-5-5 代替循環冷却系		1.7 1.13	1.7 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.13 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止					2台	常設	N	66-5-5	—	格納容器スプレー冷却系 (非常用ディーゼル発電機, 原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系を含む)	—	—
							残留熱除去系配管・弁・ストレナ						—	常設	N	66-5-5	系に含まれる			
高圧炉心注水系配管・弁	—	常設		N			66-5-5													
復水補給水系配管・弁	—	常設		N			66-5-5													
給水系配管・弁・スパージャ	—	常設		N			66-5-5													
格納容器スプレー・ヘッド	—	常設		N			66-5-5													
原子炉圧力容器	—	常設		N			66-5-5													
原子炉格納容器	—	常設		N			第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理											
サブプレッション・チェンバ	3600m3	常設		N			第46条		「第46条 サプレッションプールの水位」で整理											
代替原子炉補機冷却系	—	—		—			66-5-4		「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)											
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	4台×2	可搬		2N			66-4-2		「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理 (代替循環冷却系の準備のため低圧代替注水系(可搬型)を使用し, 原子炉注水を行うことから66-4-2で整理する)											
ホース	—	可搬		2N			66-4-2		「66-4-2 低圧代替注水系(可搬型)」で整理 (代替循環冷却系の準備のため低圧代替注水系(可搬型)を使用し, 原子炉注水を行うことから66-4-2で整理する)											
常設代替交流電源設備	—	—		—			66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)											
可搬型代替交流電源設備	—	—		—			66-12-2		「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)											
代替所内電気設備	—	—		—			66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)											
燃料補給設備	—	—		—			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)											
66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9	1.9水素濃度及び酸素濃度の監視		格納容器内水素濃度(SA)			運転, 起動及び高温停止		1チャンネル	常設	N	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で他表を参照)							
			格納容器内水素濃度	1チャンネル	常設	N		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で他表を参照)											
			格納容器内酸素濃度	1チャンネル	常設	N		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-5-6 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で他表を参照)											

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日				
66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	1.6 1.13	1.6 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前) 1.6 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後) 1.13 原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止	2台	常設	N	66-6-1	—	格納容器スプレイ冷却系(非常用ディーゼル発電機含む)	—	— 消火系(時間短縮の補充措置を含む)				
			復水補給水系配管・弁		—	常設	N	66-6-1	系に含まれる							
			高圧炉心注水系配管・弁		—	常設	N	66-6-1								
			残留熱除去系配管・弁		—	常設	N	66-6-1								
			格納容器スプレイ・ヘッダ		—	常設	N	66-6-1								
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理						
			復水貯蔵槽		12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)							
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)							
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)							
			代替所内電気設備		—	—	—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)							
			非常用交流電源設備		—	—	—	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理							
			66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)		1.6 1.13	1.6 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前) 1.6 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後) 1.13 原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転, 起動及び高温停止	4台×2	可搬	2N	※1 66-6-2 66-19-1	—	格納容器スプレイ冷却系(非常用ディーゼル発電機含む)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	— 消火系
							ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	66-6-2 66-19-1	系に含まれる			
復水補給水系配管・弁	—	常設		N			66-6-2									
残留熱除去系配管・弁	—	常設		N			66-6-2									
格納容器スプレイ・ヘッダ	—	常設		N			66-6-2									
原子炉格納容器	—	常設		N			第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理							
常設代替交流電源設備	—	—		—			66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)							
可搬型代替交流電源設備	—	—		—			66-12-2		「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)							
代替所内電気設備	—	—		—			66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)							
燃料補給設備	—	—		—			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)							
非常用交流電源設備	—	—		—			第59条		「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理							

※1: 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 可搬型代替注水(A-2級)」で整理する。系統としての要求事項等については、本表にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-7-1 格納容器下部注水系(常設)	1.8 1.13	1.8 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止	1台	常設	N	66-7-1	—	低圧注水系 (非常用ディーゼル発電機含む)	格納容器下部注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置含む)	消火系 —
			復水補給水系配管・弁		—	常設	N	66-7-1	系に含まれる			
			高圧炉心注水系配管・弁		—	常設	N	66-7-1				
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条		「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理		
			コリウムシールド		—	常設	N	66-7-1	系に含まれる			
			復水貯蔵槽		12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)			
			代替所内電気設備		—	—	—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-1 格納容器下部注水系(常設)」で他表を参照)			
			66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)		1.8 1.13	1.8 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転, 起動及び高温停止	4台×2	可搬	2N	※1 66-7-2 66-19-1
ホース・接続口	—	可搬/常設		2N/N			66-7-2 66-19-1		系に含まれる			
復水補給水系配管・弁	—	常設		N			66-7-2					
原子炉格納容器	—	常設		N			第43条			「第43条 格納容器及び格納容器隔離弁」で整理		
コリウムシールド	—	常設		N			66-7-2		系に含まれる			
常設代替交流電源設備	—	—		—			66-12-1		「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)			
可搬型代替交流電源設備	—	—		—			66-12-2		「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)			
代替所内電気設備	—	—		—			66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)			
燃料補給設備	—	—		—			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)			

※1: 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 可搬型代替注水(A-2級)」で整理する。系統としての要求事項等については、本表にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-8 水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可撤	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-8-1 静的触媒式水素再結合器	1.10	1.10 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	運転, 起動, 高温停止	56個	常設	N	66-8-1	—	低圧注水系	—	— 原子炉建屋トッブベント	
				低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつフルゲートが閉の場合	56個	常設	N	66-8-1	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	—	— 原子炉建屋トッブベント	
			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル ※1	常設	N	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」で整理 (「66-8-1 静的触媒式水素再結合器」で他表を参照)				
			原子炉建屋原子炉区域	—	常設	N	第49条 66-14-2	「第49条 原子炉建屋」で整理 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置については, 「表66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理					
66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視	1.10	1.10 原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつフルゲートが閉の場合	8チャンネル	常設	N	66-8-2	—	—	代替パラメータ(他チャンネル) (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)	—	

※1:1チャンネルとは1基の静的触媒式水素再結合器の出入口に設置している2個の静的触媒式水素再結合器動作監視装置をいう。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-9 使用済燃料プールの冷却等のための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
66-9-1 燃料プール代替注水系	1.11 1.13	1.11 燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 1.11 燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ 1.13 使用済燃料プールへの注水/スプレィ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1台	可搬	N	66-9-1	—	使用済燃料プール温度, 水位監視	可搬型スプレィヘッド使用	代替品の補充等 消火系		
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		4台×2	可搬	2N	※1 66-9-1 66-19-1						
			常設スプレィヘッド		1個	常設	N	66-9-1						
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	66-9-1 66-19-1						
			燃料プール代替注水系配管・弁		—	常設	N	66-9-1						
			使用済燃料プール		—	常設	N	66-9-1						
	燃料補給設備	—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)								
	1.11 1.13	1.11 燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 1.11 燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ 1.13 使用済燃料プールへの注水/スプレィ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1台	可搬	N	66-9-1	—	使用済燃料プール温度, 水位監視	常設スプレィヘッド使用	代替品の補充等 消火系		
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)		4台×2	可搬	2N	※1 66-9-1 66-19-1						
			可搬型スプレィヘッド		1個	可搬	N	66-9-1						
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	66-9-1 66-19-1						
			燃料プール代替注水系配管・弁		—	常設	N	66-9-1						
使用済燃料プール			—		常設	N	66-9-1							
燃料補給設備	—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)									
1.11	1.11 漏えい抑制	サイフォン防止機能	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	—	常設	N	66-9-1	系に含まれる						
66-9-2 使用済燃料プールの除熱	1.11	1.11 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1台	常設	N	66-9-2	—	使用済燃料プール温度上昇評価	—	燃料プール代替注水系(補完措置含む) 残留熱除去系(最大熱負荷モード)		
			燃料プール冷却浄化系熱交換器		1基	常設	N	66-9-2						
			燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ		—	常設	N	66-9-2						
			使用済燃料プール		—	常設	N	66-9-2						
			代替原子炉補機冷却系		—	—	—	66-5-4					「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理 (「66-9-2 燃料プール冷却浄化系」で他表を参照)	
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1					「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-9-2 燃料プール冷却浄化系」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2					「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-9-2 燃料プール冷却浄化系」で他表を参照)	
			原子炉補機冷却系		—	—	—	第52条					「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」で整理 また冷温停止以降, 原子炉補機冷却系の不具合等により, 関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は, それぞれ該当する条文を適用する	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-9 使用済燃料プールの冷却等のための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-9-3 使用済燃料 プール監視 設備	1.11	1.11 使用済燃料プールの監視 1.11 代替電源による給電	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	66-9-3	-	使用済燃料プール温度、水位監視	残りの要素	-	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)		1チャンネル	常設	N	66-9-3					
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		1チャンネル	常設	N	66-9-3					
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)		1チャンネル	常設	N	66-9-3					
			常設代替交流電源設備		-	-	-	66-12-1					「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		-	-	-	66-12-2					「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で他表を参照)
			所内蓄電式直流電源設備		-	-	-	66-12-4					「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で他表を参照)
			可搬型直流電源設備		-	-	-	66-12-5					「66-12-5 可搬型直流電源設備」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」で他表を参照)

※1: 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 可搬型代替注水(A-2級)」で整理する。系統としての要求事項等については、本表にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制, 航空機燃料火災への泡消火	1.11 1.12 1.13	1.11 大気への放射性物質の拡散抑制 1.12 大気への放射性物質の拡散抑制 1.12 航空機燃料火災への泡消火 1.13 大気への放射性物質の拡散抑制 1.13 航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	1台	可搬	N	66-10-1	—	(運転、起動、高温停止のみ) 残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイモード、サブレッションプール冷却モード) 使用済燃料プール温度、水位監視	—	代替品の補充等	
			放水砲		1台	可搬	N	66-10-1					
			泡原液搬送車		1台	可搬	N	66-10-1					
			泡原液混合装置		1台	可搬	N	66-10-1					
			ホース		—	可搬	N	66-10-1					系に含まれる
			燃料補給設備		—	—	—	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制」で他表を参照)
			放射性物質吸着材		4080kg 6m×20m :14本 8m×20m :24本	可搬	N	66-10-2					—
汚濁防止膜	可搬	N	66-10-2										
小型船舶(汚濁防止膜設置用)	1台	可搬	N	66-10-2									

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-11 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-11-1 重大事故等収束のための水源	1.13	復水貯蔵槽 保有水	復水貯蔵槽	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	12.7m 4.4m	常設	N	66-11-1	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位(水位確認) 非常用炉心冷却系	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた復水貯蔵槽への移送手段(時間短縮の補充措置含む)	—
66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備	1.13	1.13 防火水槽を水源とした補給 1.13 淡水貯水池を水源とした補給 1.13 海を水源とした補給	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが閉の場合	4台×2	可搬	2N	※1 66-11-2 66-19-1	—	復水貯蔵槽(水位確認) (冷温停止又は燃料交換については, 5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。)	—	代替品の補充等
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	66-11-2 66-19-1	系に含まれる			
			CSP外部補給配管・弁		—	常設	N	66-11-2				
			大容量送水車(海水取水用)		1台×2	可搬	2N	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)			
			海水貯留堰		—	常設	N	66-11-3	「66-11-3 海水移送設備」で整理 (系に含まれる)			
			スクリーン室		—	常設	N	66-11-3				
			取水路		—	常設	N	66-11-3				
			復水貯蔵槽		—	常設	N	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)			
燃料補給設備	—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵槽への移送設備」で他表を参照)							
66-11-3 海水移送設備	1.13	1.13 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 1.13 防火水槽へ補給する水源の切替え 1.13 淡水貯水池から海への切替え	大容量送水車(海水取水用)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	1台×2	可搬	2N	66-11-3	—	(運転, 起動, 高温停止のみ)サブプレッション・チェンバ・プール(水位確認) 復水貯蔵槽 (冷温停止又は燃料交換については, 5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。)	—	代替品の補充等 淡水貯水池からの移送
			ホース		—	可搬	2N	66-11-3	系に含まれる			
			海水貯留堰		—	常設	N	66-11-3				
			スクリーン室		—	常設	N	66-11-3				
			取水路		—	常設	N	66-11-3				
			燃料補給設備		—	—	—	66-12-7				

※1:可搬型代替注水ポンプ(A-2級)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 可搬型代替注水(A-2級)」で整理する。系統としての要求事項等については、本表にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※: 事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-12-1 常設代替交流電源設備	1.14	1.14 常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	1台	常設	N	66-12-1	—	非常用ディーゼル発電機	—	—	
			第一ガスタービン発電機用燃料タンク		1基	常設	N	66-12-1					
			第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		1台	常設	N	66-12-1					
			第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			66-12-3 号炉間電力融通電気設備+D7		—	常設	N	66-12-6					「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			第一ガスタービン発電機～AM用MCC電路		—	常設	N	66-12-6					「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			タンクローリ(16kL)		1台	可撤	N	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
			ホース		—	可撤	N	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			軽油タンク		1基	常設	N	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
			軽油タンク出口ノズル・弁		—	常設	N	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
66-12-2 可撤型代替交流電源設備	1.14	1.14 可撤型代替交流電源設備による給電	電源車	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	2台×2	可撤	2N	66-12-2	—	非常用ディーゼル発電機	—	代替品の補充等	
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線C系及びD系電路		—	可撤/常設	2N/1N	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」,「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)				
			電源車～動力変圧器C系～非常用高圧母線C系及びD系電路		—	可撤/常設	2N/1N	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」,「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)				
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用MCC電路		—	可撤/常設	2N/1N	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」,「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)				
			電源車～AM用動力変圧器～AM用MCC電路		—	可撤/常設	2N/1N	66-12-2 66-12-6	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」,「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)				
			電源車～代替原子炉補機冷却系電路		—	可撤	2N	66-12-2 66-5-4	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」,「66-5-4 代替原子炉補機冷却系」で整理(系に含まれる)				
			軽油タンク		1基	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)				
			軽油タンク出口ノズル・弁		—	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)				
			ホース		—	可撤	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)				
			タンクローリ(4kL)		1台	可撤	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)				
66-12-3 号炉間電力融通電気設備	1.14	1.14 号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル(常設)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	1セット	常設	N	66-12-3	—	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備	第二代替交流電源設備 代替品の補充等	
			号炉間電力融通ケーブル(可撤型)		1セット	可撤	N	66-12-3					
			号炉間電力融通ケーブル(常設)～非常用高圧母線C系及びD系電路		—	常設	N	66-12-6					「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			号炉間電力融通ケーブル(可撤型)～非常用高圧母線C系及びD系電路		—	可撤/常設	N	66-12-6					「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT: N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※: 事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT: N:10日 2N:30日			
66-12-4 所内蓄電式 直流電源設備 及び常設代替 直流電源 設備	1.14	1.14 所内蓄電式直流 電源設備による給電	直流125V蓄電池A	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	1組	常設	N	66-12-4	—	(運転、起動、高温停止のみ) 非常用ディーゼル発電機 当該充電器	常設代替交流電源設備 当該充電器	—			
			直流125V蓄電池A-2		1組	常設	N	66-12-4							
			AM用直流125V蓄電池		1組	常設	N	66-12-4							
			AM用直流125V蓄電池		1組	常設	N	66-12-4	蓄電池A、A-2 充電器A、A-2						
			直流125V充電器A		1個	常設	N	66-12-4	—	(運転、起動、高温停止のみ) 蓄電池 非常用ディーゼル発電機 残りの充電器	常設代替交流電源設備 残りの充電器	—			
			直流125V充電器A-2		1個	常設	N	66-12-4							
			AM用直流125V充電器		1個	常設	N	66-12-4							
			AM用直流125V充電器		1個	常設	N	66-12-4	蓄電池A、A-2 充電器A、A-2						
			直流125V蓄電池及び充電器A～直流母線回路		—	常設	N	66-12-4	系に含まれる						
			直流125V蓄電池及び充電器A-2～直流母線回路		—	常設	N	66-12-4							
AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線回路	—	常設	N	66-12-4											

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT: N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT: N:10日 2N:30日	
66-12-4 所内蓄電式 直流電源設備 及び常設代替 直流電源設備	1.14	1.14 常設代替直流電源設備による給電	AM用直流125V蓄電池	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	1組	常設	N	66-12-4	—	(運転、起動、高温停止のみ) 非常用ディーゼル発電機 当該充電器	常設代替交流電源設備 当該充電器	—	
			AM用直流125V充電器		1個	常設	N	66-12-4	—	(運転、起動、高温停止のみ) 蓄電池 非常用ディーゼル発電機 残りの充電器	常設代替交流電源設備 残りの充電器	—	
			AM用直流125V蓄電池		1組	常設	N	66-12-4	蓄電池A、A-2 充電器A、A-2				
			AM用直流125V充電器		1個	常設	N	66-12-4					
			AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線電路		—	常設	N	66-12-4	系に含まれる				
66-12-5 可搬型直流 電源設備	1.14	1.14 可搬型直流電源設備による給電	電源車	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	2台×2	可搬	2N	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)				
			AM用直流125V充電器		1個	常設	N	66-12-4	「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」で整理 (「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)				
			電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流125V充電器～直流母線電路		—	可搬/常設	2N/1N	66-12-2 66-12-4 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」、「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」、 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)				
			電源車～AM用動力変圧器～AM用直流125V充電器～直流母線電路		—	可搬/常設	2N/1N	66-12-2 66-12-4 66-12-6	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」、「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」、 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)				
			軽油タンク		1基	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)				
			軽油タンク出口ノズル・弁		—	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)				
			ホース		—	可搬	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)				
			タンクローリ(4kL)		1台	可搬	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-5 可搬型直流電源設備」で他表を参照)				
66-12-6 代替所内電気 設備	1.14	1.14 代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	2個	常設	N	66-12-6	—	非常用所内電気設備	—	—	
			緊急用電源切替箱断路器		1個	常設	N	66-12-6					
			緊急用電源切替箱接続装置		2個	常設	N	66-12-6					
			AM用動力変圧器		1個	常設	N	66-12-6					
			AM用MCC		4個	常設	N	66-12-6					
			AM用切替盤		2個	常設	N	66-12-6					
			AM用操作盤		—	常設	N	66-12-6					
			非常用高圧母線C系		—	常設	N	66-12-6					系に含まれる
			非常用高圧母線D系		—	常設	N	66-12-6					系に含まれる
66-12-7 燃料補給設備	1.14	1.14 燃料補給設備による給電	軽油タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	1基	常設	N	66-12-7	—	—	—	—	
			タンクローリ(4kL)		3台	可搬	N	66-12-7	—	—	—	代替品の補充等	
			タンクローリ(16kL) ※常設代替交流電源設備に含まれる設備であるが、運用管理の観点から、本表に載せて規定する。		1台	可搬	N	66-12-7	—	—	—	代替品の補充等	
			軽油タンク出口ノズル・弁		—	常設	N	66-12-7	系に含まれる				
			ホース		—	可搬	N	66-12-7	系に含まれる				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備〔 〕記載〕※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N.2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	—
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	運転、起動、高温停止及び冷温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力(SA) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA) ③原子炉圧力容器温度	—
			原子炉圧力(SA)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉圧力 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	—
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA) ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量(RHR A系代替注水流流量) ③復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④格納容器内圧力(S/C)	—
			原子炉水位(燃料域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA) ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量(RHR A系代替注水流流量) ③復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④格納容器内圧力(S/C)	—
			原子炉水位(SA)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(RHR A系代替注水流流量) ②復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力(SA) ③格納容器内圧力(S/C)	—
			原子炉水位(広帯域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(RHR A系代替注水流流量) ②復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力(SA) ③格納容器内圧力(S/C)	—

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備()記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N.2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	—
			原子炉隔離時冷却系系統流量	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	—
			高圧炉心注水系系統流量	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	—
			復水補給水系流量(RHR A系代替注水流流量) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	—
			残留熱除去系系統流量	同上	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①サブプレッション・チェンバール水位 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	—
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水貯蔵槽水位(SA) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器下部水位	—
			復水補給水系流量(格納容器下部注水流流量)	同上	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水貯蔵槽水位(SA) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器下部水位	—
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	—
			サブプレッション・チェンバール気体温度	同上	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①サブプレッション・チェンバール水温度 ②格納容器内圧力(S/C) ③[サブプレッション・チェンバール気体温度]	—
			サブプレッション・チェンバール水温度	同上	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバール気体温度	—
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力(D/W)]	—
			格納容器内圧力(S/C)	同上	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①格納容器内圧力(D/W) ②サブプレッション・チェンバール気体温度 ③[格納容器内圧力(S/C)]	—
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバール水位	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流流量) ②復水貯蔵槽水位(SA) ③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C) ④[サブプレッション・チェンバール水位]	—
			格納容器下部水位	同上	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量(格納容器下部注水流流量) ③復水貯蔵槽水位(SA)	—

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備〔 〕記載※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N.2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(SA)	—
		格納容器内水素濃度(SA)	格納容器内水素濃度(SA)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	—
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]	—
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]	—
	未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	起動領域モニタ	起動※1、高温停止、冷温停止及び燃料交換※2 ※1:計数領域の場合に適用する ※2:起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]	—
		平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタ	運転及び起動	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]	—
		[制御棒操作監視系]	[制御棒操作監視系]	運転及び起動	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	—
	最終ヒートシンクの確保(代替循環冷却系)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	—
		復水補給水系水温度(代替循環冷却)	復水補給水系水温度(代替循環冷却)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	—
		復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力容器温度	—
		復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力(S/C) ①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	—
		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力(S/C) ①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②格納容器下部水位	—
	最終ヒートシンクの確保(格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	フィルタ装置水位		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
		フィルタ装置入口圧力	フィルタ装置入口圧力		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	—
		フィルタ装置出口放射線モニタ	フィルタ装置出口放射線モニタ	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
		フィルタ装置水素濃度	フィルタ装置水素濃度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(SA)	—
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	フィルタ装置金属フィルタ差圧		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
	最終ヒートシンクの確保(耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	耐圧強化ベント系放射線モニタ	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①フィルタ装置水位	—
		フィルタ装置水素濃度	フィルタ装置水素濃度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ①格納容器内水素濃度(SA)	—
		残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	—
	最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	—
		残留熱除去系系統流量	残留熱除去系系統流量		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	—

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備〔 〕記載※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N.2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置を含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	格納容器バイパスの監視(原子炉圧力容器内の状態)	原子炉水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA)	—
			原子炉水位(燃料域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA)	—
			原子炉水位(SA)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域)	—
			原子炉圧力		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力(SA) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA) ③原子炉圧力容器温度	—
			原子炉圧力(SA)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉圧力 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	—
			ドライウェル雰囲気温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力(D/W)	—
		格納容器バイパスの監視(原子炉格納容器内の状態)	格納容器内圧力(D/W)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器圧力(D/W)]	—	
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エア放射線モニタ]	—	
		格納容器バイパスの状態(原子炉建屋内の状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エア放射線モニタ]	—	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]	—	
		水源の確保	サブレーション・チェンバプール水位	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブレーション・チェンバプール水位]	—	

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備〔 〕記載※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N、2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置を含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-13-1 主要パラメータ 及び代替パラメータ	1.15	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	8チャンネル	常設	N	66-8-2	「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」において運転上の制限等を定める		①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ③格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ④格納容器内圧力(D/W) ⑤格納容器内圧力(S/C)	-	
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。			①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	-
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)		1チャンネル	常設	N	66-9-3				①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1チャンネル	常設	N		66-9-3	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ							
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	1チャンネル	常設	N		66-9-3	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)							

※1:監視パラメータのLCO対象SA設備は「主要パラメータ(重要計器)」及び「代替パラメータ(重要代替計器)」とし、「代替パラメータ(重要代替計器)」は【C】列に記載

※2:有効監視パラメータは耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器を示す。有効監視パラメータは運転上の制限を適用しない。
有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。運転上の制限は適用しないが、要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。

※3:代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、推定方法が複数あることを示す。なお、推定方法が複数ある場合は、いずれかの方法で推定できればよい。

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 自主対策設備(―)記載※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N.2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-2 補助パラメータ	1.15	電源関係	M/C C電圧	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	1チャンネル	常設	N	66-13-2	—	—	—	代替計器等による監視
			M/C D電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			M/C E電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			P/C C-1電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			P/C D-1電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			P/C E-1電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			直流125V主母線盤A電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			直流125V主母線盤B電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			直流125V主母線盤C電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			非常用D/G発電機電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			非常用D/G発電機周波数		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			非常用D/G発電機電力		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			第一GTG発電機電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			第一GTG発電機周波数		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			電源車電圧		1チャンネル	可撤	N	66-13-2				
			電源車周波数		1チャンネル	可撤	N	66-13-2				
			その他		運転、起動及び高温停止	高压窒素ガス供給系ADS入口圧力	1チャンネル	常設				
		高压窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	1チャンネル	常設		N	66-13-2					
		ドレンタンク水位	4チャンネル	常設		N	66-13-2					
遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ出口圧力	1チャンネル	常設	N	66-13-2								
RCWサージタンク水位	1チャンネル	常設	N	66-13-2								
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	1チャンネル	常設	N	66-13-2								
66-13-3 可搬型計測器	1.15	1.15 可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	23個	可撤	N	66-13-3	—	—	—	代替品の補充等
66-13-4 パラメータ記録	1.15	1.15 パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPDS)(データ伝送装置、緊急時 対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置)	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	1式	常設	N	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-13-4/パラメータ記録」で他表を参照)			

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N.2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日				
66-14-1 中央制御室の居住性確保	1.16	1.16 居住性の確保	中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット・ブロフユニット)	運転、起動、高温停止、炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※:停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜きを除く。	2台(フィルタ)	可搬	N	66-14-1	—	中央制御室非常用換気空調系	—	代替品の補充等				
			中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト		4台(ブロフ)	—	可搬	N	66-14-1	系に含まれる	—	—	—			
			中央制御室換気空調系給排気隔離弁(MCR外気取入ダンパ、MCR排気ダンパ/MCR非常用外気取入ダンパ)		—	常設	N	66-14-1								
			中央制御室換気空調系ダクト(MCR外気取入ダクト、MCR排気ダクト)		—	常設	N	66-14-1								
			差圧計		2個	可搬	N	66-14-1								
			データ表示装置(待避室)		1台	常設	N	66-14-1	—	—	—	代替品の補充等				
			酸素濃度・二酸化炭素濃度計		2個	可搬	N	66-14-1								
			中央制御室待避室遮蔽(可搬型)		1式	可搬	N	66-14-1								
			中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)		174本	可搬	N	66-14-1					—	中央制御室非常用換気空調系	—	— カードル式空気ポンプユニット (補完措置含む)
			中央制御室待避室陽圧化装置(配管・弁)		—	常設	N	66-14-1	系に含まれる							
			中央制御室遮蔽		遮蔽(建物の壁等)については、運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))											
			中央制御室待避室遮蔽(常設)													
			可搬型蓄電池内蔵型照明		2個	可搬	N	66-14-1	—	—	—	—	—	—	代替品の補充等	
			中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)		4個	可搬	N	66-14-1	—	—	—	—	—	—	代替品の補充等	
			衛星電話設備(常設)		1台	常設	N	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)							
			無線連絡設備(常設)		1台	常設	N	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (系に含まれる)							
無線連絡設備(常設)(屋外アンテナ)	—	常設	N	66-17-1												
衛星電話設備(常設)(屋外アンテナ)	—	常設	N	66-17-1												
常設代替交流電源設備	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)											
66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル	1.16	1.16 被ばく線量の低減	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	運転、起動及び高温停止	4台	常設	N	66-14-2	—	燃料取替床ブローアウトパネルの機能が健全であることの確認	—	手動操作等による閉止手段の確認				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-15 監視測定設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-15-1 監視測定設 備	1.17	1.17 放射線量の代替 測定 1.17 空気中の放射性 物質の濃度の代替測 定 1.17 気象観測項目の 代替測定 1.17 放射線量の測定 1.17 放射性物質の濃 度(空気中、水中、土 壌中)の測定 1.17 海上モニタリング 1.17 モニタリング・ポ ストの代替交流電源から の給電	GM汚染サーベイメータ	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	2台	可搬	N	66-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			NaIシンチレーションサーベイメータ		2台	可搬	N	66-15-1				
			ZnSシンチレーションサーベイメータ		1台	可搬	N	66-15-1				
			モニタリング・ポスト用発電機		3台	常設	N	66-15-1				
			可搬型ダスト・よう素サンプラ		2台	可搬	N	66-15-1				
			可搬型モニタリングポスト		15台	可搬	N	66-15-1				
			可搬型気象観測装置		1台	可搬	N	66-15-1				
			小型船舶(海上モニタリング用)		1台	可搬	N	66-15-1				
			電離箱サーベイメータ		2台	可搬	N	66-15-1				
			データ処理装置		—	常設	N	66-15-1				

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-16 緊急時対策所】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N, 2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日						
66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)	1.18	1.18 居住性の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	—	常設	N	66-16-1	系に含まれる									
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽		遮蔽(建物の壁等)については, 運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))													
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機用仮設タクト		—	可搬	N	66-16-1	系に含まれる									
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機		1台	可搬	N	66-16-1	—	—		代替品の補充等						
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機		2台	可搬	N	66-16-1	—	—		代替品の補充等						
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンプ)		123本	可搬	N	66-16-1	—	—		代替品の補充等						
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(配管・弁)		—	常設	N	66-16-1	系に含まれる									
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置		1台	常設	N	66-16-1	—	—		代替品の補充等						
			酸素濃度計(対策本部)		1個	可搬	N	66-16-1	—	—		代替品の補充等						
			二酸化炭素濃度計(対策本部)		1個	可搬	N	66-16-1	—	—								
			差圧計(対策本部)		1個	可搬	N	66-16-1	—	—								
			可搬型エアモニタ(対策本部)		1台	可搬	N	66-16-1	—	—								
			可搬型モニタリングポスト		15台	可搬	N	66-16-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 (「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)」で他表を参照)									
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)		4個	可搬	N	66-16-1	—	—		代替品の補充等						
66-16-2 緊急時対策所の居住性確保(待機場所)	1.18	1.18 居住性の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	2台	可搬	N	66-16-2	—	—	—	代替品の補充等						
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽		遮蔽(建物の壁等)については, 運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))													
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽															
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機用仮設タクト		—	可搬	N	66-16-2	系に含まれる									
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンプ)		1421本	可搬	N	66-16-2	—	—		代替品の補充等						
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(配管・弁)		—	常設	N	66-16-2	系に含まれる									
			酸素濃度計(待機場所)		1個	可搬	N	66-16-2	—	—		代替品の補充等						
			二酸化炭素濃度計(待機場所)		1個	可搬	N	66-16-2	—	—								
			差圧計(待機場所)		1個	可搬	N	66-16-2	—	—								
			可搬型エアモニタ(待機場所)		1台	可搬	N	66-16-2	—	—								
66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備	1.18	1.18 代替電源設備からの給電	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換	2台	可搬	N	66-16-3	—	—	—	代替品の補充等						
			負荷変圧器		1台	常設	N	66-16-3										
			可搬ケーブル		2セット	可搬	N	66-16-3										
			交流分電盤		3台	常設	N	66-16-3										
			軽油タンク		1基	常設	N	66-12-7					「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-16-3 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)					
			タンクローリ(4kL)		1台	可搬	N	66-12-7										
			軽油タンク出口ノズル・弁		—	常設	N	66-12-7										

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-17 通信連絡設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
66-17-1 通信連絡設備	1.18 1.19	1.18 必要な指示及び通信連絡 1.19 発電所内の通信連絡 1.19 発電所外の通信連絡	安全パラメータ表示システム(SPDS)	緊急時対策支援システム伝送装置 ※データ伝送設備を含む	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	1式	常設	N	66-17-1	—	—	—	連絡要員の確保等	
				データ伝送装置		1式	常設	N	66-17-1					
				SPDS表示装置		1台	常設	N	66-17-1					
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム		1台	常設	N	66-17-1	—	—	—	—	連絡要員の追加 同種通信機器の追加 他種通信機器による通信手段確保 記録要員の確保等
				IP-電話機		6台	常設	N	66-17-1					
				IP-FAX		2台	常設	N	66-17-1					
			衛星電話設備(常設)	4台		可搬	N	66-17-1	—	—	—	—	連絡要員の追加 同種通信機器の追加 他種通信機器による通信手段確保等	
			衛星電話設備(可搬型)	5台		常設	N	66-17-1						
			無線連絡設備(常設)	29台		可搬	N	66-17-1						
			無線連絡設備(可搬型)	5台		可搬	N	66-17-1						
			携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機		10台	常設	N						66-17-1
			5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン (インターフォン)		—	常設	N						66-17-1
			無線通信装置(常設)	—		常設	N	66-17-1						
			無線連絡設備(屋外アンテナ)(常設)	—		常設	N	66-17-1						
			衛星電話設備(屋外アンテナ)(常設)	—		常設	N	66-17-1						
			衛星無線通信装置(常設)	—		常設	N	66-17-1						
有線(建屋内)(常設)	—	常設	N	66-17-1										

系に含まれる

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-18 アクセスルートの確保】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N、2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-18-1 ホイールローダ	1.0	アクセスルートの確保	ホイールローダ	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換	4台	可搬	N	66-18-1	—	—	—	代替品の補充等

柏崎刈羽原子力発電所7号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-19 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.13	1.4 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 【原子炉運転中】(原子炉停止中) 1.4 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却 1.6 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前/炉心損傷後) 1.5, 1.7 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.8 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 1.8 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 1.13 防火水槽を水源とした対応 1.13 淡水貯水池を水源とした対応(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) 1.13 海を水源とした対応 1.13 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	運転、起動、高温停止 冷温停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	8台 8台	可搬 可搬	2N 2N	66-19-1 66-19-1	— —	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機(原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系含む) 非常用ディーゼル発電機(原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系含む)	— —	代替品の補充等 代替品の補充等
	1.11	1.11 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 1.11 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 1.11 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ 1.11 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	8台	可搬	2N	66-19-1	—	—	—	代替品の補充等

資料1.(5) 運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について

運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について

重大事故等対処設備（以下、SA 設備）に対する運転上の制限（以下、LCO）を設定するに当たり、設置許可基準規則、技術基準規則及び技術的能力の審査基準の要求を踏まえた多様な目的に対して、同一系統を使用するものが少なくない。LCO 設定に関しては、保安規定の運用面を考慮し、多様な目的に対して同一系統は一括りにして整理することができることとする。以下にその配慮事項を取り纏め、詳細な内容を整理する。

1. 配慮事項

- ・ 技術基準規則、設置許可基準規則及び技術的能力審査基準の要求を満足するよう LCO を設定する。
- ・ 取りまとめの範囲を明確にし、要求事項を満足する LCO 設定であること。
例) 技術基準規則（技術的能力審査基準）の 60 条 (1.2)「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」～71 条 (1.13)「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」を対象とし、多様な目的に対して同一系統で使用するものを、系統毎に一括りとする。
※その他の条文に係る SA 設備は、設備上の観点より多様な目的のために使用する場合が無い場合、対象外とする。
- ・ 重大事故等の処置に使用する配管等は、必ずどれかの SA 設備と紐付けし、必ず LCO 設定範囲に入るよう配慮する。

2. 別紙

- (1) 保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

【DB兼用 凡例】
○：設備が系統単位でDBと兼用
×：上記以外

【DB-SA統合 凡例】
○：統合してDB条文にて整理
×：統合せずSA条文とDB条文の両方で整理。
-：対象外

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB SA 統合	LCOの設定	備考
										DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-1-1	ATWS緩和 設備	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	(1分以内) 【解析対象外】	1.1 原子炉圧力高又は原子炉水位低 (L2)の信号により作動し、自動で制 御棒を緊急挿入する。中央制御室か らの手動操作も可能。	—	—	原子炉冷却材再循環ポンプトリップ 機能(1分以内) ほう酸水注入系(1分以内) 自動減圧系起動阻止スイッチ(1分以 内)	—	×	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は、代替制御棒挿入機能 ロジック(手動含む)からARI電磁弁までと する。制御棒、制御棒駆動機構は制御棒 挿入機能として設計基準事故対処設備 の機能を期待するものであることから、 22条(制御棒のスクラム機能)にて整理 する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)に基づき設定。 【C設備】有効性評価にて自動スクラ ム機能が全て喪失した場合、左記の3つ の設備にて事象収束する手順としてい るため「and」で設定する。
66-1-2		代替冷却材再循環ポン プトリップ機能	原子炉冷却材再循環ポンプ 停止による原子炉出力抑制	(1分以内) 【自動起動】(ATWS)	1.1 ATWSが発生した場合に、原子炉圧 力高、原子炉水位低(L3)、原子炉水 位低(L2)の信号によりRIPを自動で 停止させて原子炉出力を抑制する。 中央制御室からの手動操作も可能。	—	—	代替制御棒挿入機能(1分以内)	—	×	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は、代替冷却材再循環ポ ンプトリップ機能ロジック(手動含む)と する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)に基づき設定。
第24条		ほう酸水注入系	ほう酸水注入	(1分) 【11分】(ATWS)	1.1 ATWSが発生した場合に、RIP停止の 対応手段により原子炉出力を抑制し た後、中央制御室からの手動操作に よりSLCを起動する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	○	○	○	—	—	—	SLCは1.1.1.2.1.8で関係するDB兼SA設備 であるが、1.1の要求については、系統と しての目的(原子炉停止機能)及び適用 される原子炉の状態が保安規定24条と 同等であることから、保安規定24条で整 理する。	1.2.1.8は66条で整理。	
66-2-3	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系による進展 抑制	ほう酸水注入系による進展 抑制	(20分) 【解析対象外】	1.2 HPCF喪失時又はSBO時において、 HPAC及びRCICにより原子炉水位低 (L3)以上に維持できない場合に、ほう 酸水注入を実施する。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	○	○	○	○	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2.1.8の要求を考慮すると、保安規定第 24条(ほう酸水注入系)の適用される原 子炉の状態(運転、起動)よりも拡張され ることから、保安規定第66条では運転、 起動及び高温停止においてLCOを設定 する。	【γ設備】(1.2.1.8) 1.2は、高圧系の要求を考慮し、HPCF又 はRCICを設定する。 1.8は、炉心損傷後に使用することから、 炉心損傷に至らせないことを目的に、1.2 で設定したHPCF又はRCICを1.8も同様 に設定し、DBの注水機能を確保する。 当該システムを復旧する完了時間は、保安 規定24条にSLC系を復旧させる措置の 完了時間が8時間で定められているた め、同様に「8時間」とする。 SLCタンクがLCO逸脱時は、保安規定24 条同様の措置(AOT)を行う。
		ほう酸水注入系による原子 炉圧力容器へのほう酸水注 入	ほう酸水注入系による原子 炉圧力容器へのほう酸水注 入	(20分) 【解析対象外】	1.8 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水 注入系によるほう酸水の注入を並行 して実施する。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	○	○	○	○	—	—	—	—	—	
66-2-1	高圧注水	高圧代替注水系の中央制 御室からの操作による発電 用原子炉の冷却	高圧代替注水系の中央制 御室からの操作による発電 用原子炉の冷却	(15分) 【25分】(TBU,TBD)	1.2 RCIC及びHPCF故障時に、中央制御 室からの操作により、注水を実施す る。	—	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか)	×	○	○	○	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2.1.8よりLCO設定する。中央制御室か らの遠隔起動を要求し、現場での手動起 動の要求は別にLCO設定する。	【γ設備】RCICとHPCFの2択であるが、 HPACとRCICは共通要因で故障する可 能性があり得る(蒸気ラインが一部共用 のため)ことから、駆動源の異なるHPCF を優先とする。
		高圧代替注水系による原子 炉圧力容器への注水	高圧代替注水系による原子 炉圧力容器への注水	(15分) 【解析対象外】	1.8 SBO時、RCIC及びHPCFによる注水 ができない場合は、溶融炉心の原子 炉格納容器下部への落下を遅延又は 防止するため、HPACの電源を確保 し、注水する。	—	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか)	×	○	○	○	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	なお、高圧代替注水系(中操起動)につ いては、直接の設備要求はないが、有効 性評価(TBD,TBU)においてRCICの機能 喪失を想定した場合に、当該設備が要求 されることから、RCICをB設備として設 定しないこととする。
66-2-2	高圧代替注水系(現場 起動)	高圧代替注水系の現場操 作による発電用原子炉の冷 却	高圧代替注水系の現場操 作による発電用原子炉の冷 却	(40分以内) 【解析対象外】	1.2 HPCF喪失時に、中央制御室からの 操作によりHPACを起動できない場 合は、現場での人力による弁の操作 により起動する。	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか) 高圧代替注水系 (中操起動)(15分)	×	○	○	○	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	現場手動起動できることは、具体的に は必要な電動弁の手動操作レバー及 びハンドルの操作により現場起動でき ることをいう。 ポンプ等の系統設備が動作不能となっ た場合は、中央制御室からの遠隔起動も 不可となることから、66-2-1又は保安規 定第39条のLCO逸脱時に対応する。	現場手動起動できることは、具体的に は必要な電動弁の手動操作レバー及 びハンドルの操作により現場起動でき ることをいう。 ポンプ等の系統設備が動作不能となっ た場合は、中央制御室からの遠隔起動も 不可となることから、66-2-1又は保安規 定第39条のLCO逸脱時に対応する。
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	原子炉隔離時冷却系の現 場操作による発電用原子炉 の冷却	(90分以内) 【解析対象外】	1.2 SBO及び直流喪失に加え、HPACが 起動できない場合には、現場での人 力による弁の開操作によりRCICを起 動する。	高圧代替注水系 (現場起動)	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系 (中操起動)(速やか) 高圧代替注水系 (中操起動)(15分)	○	○	○	○	—	—	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	1.2の現場での手動起動の要求につ いて、HPAC又はRCICのどちらかが現場手 動起動可能であれば満足できることか ら、いずれかが現場手動起動できるこ とを、LCOとして設定する。
第39条		原子炉隔離時冷却系 (中操起動)	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TBP等)	1.2 自動起動信号又は中央制御室から の手動操作によりRCICを起動する。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特になく保安規定第39 条(非常用炉心冷却系)で整理する。	
第39条		高圧炉心注水系	高圧炉心注水系による発電 用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TWISLOCA等)	1.2 自動起動信号又は中央制御室から の手動操作によりHPCFを起動する。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	—	—	—	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特になく保安規定第39 条(非常用炉心冷却系)で整理する。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB SA 統合	LCOの設定	備考	
				手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-[] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換				条件 (※)
66-3-1	原子炉の減 圧	代替自動減圧機能	減圧の自動化	(速やか) 【19分後に作動】(TQUX)	1.3	ADSの故障により減圧ができない場合は、代替ADSによりSRV(ADS機能付き)4個(C,H,N,T)を開し、減圧する。	—	逃がし安全弁(手動減圧)(1分以内)	—	—	×	○	○	○	—	—	原子炉圧力 1.03MPa[gage]以上	LCO対象範囲は、代替自動減圧機能ロジック(要素含む)とする。ADSのアクチュムレータ及び逃がし弁は39条にて整理する。	AOTは基本方針(ECGS機器以外のAOTを参考とする場合のAOT)のARIを参考に設定。
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	(1分以内) 【4分】(ATWS)	1.1	ATWSが発生した場合に、ADS起動阻止スイッチによりADS及び代替ADSによる減圧を阻止する。	—	—	代替制御棒挿入機能(1分以内)	—	—	×	○	○	—	—	—	自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧機能の一部として、1.3を兼ねることから、本表にて規定する。	
66-3-2	逃がし安全弁 (手動減圧)	手動操作による減圧(逃がし安全弁)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止	(1分以内) 【1.4時間】(DCH)	1.3	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱によるPCV破損を防止するため、SRVを使用した中央制御室からの手動操作による減圧を行う。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	—	—	○	○	○	—	—	—	主蒸気逃がし安全弁は、既存の保安規定第30条(主蒸気逃がし安全弁)及び第39条(非常用炉心冷却系その1)においてLCO要求があるが、逃がし弁機能、安全弁機能及び自動減圧機能の要求はない。従って、SA要求として手動減圧機能を本表にて規定する。主蒸気逃がし安全弁の手動減圧を行う場合、急速減圧時に最大8個を開操作することから、主蒸気逃がし安全弁18個のうち、8個を所要数とする。	動作可能な主蒸気逃がし安全弁8個未満となった場合、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が少なくとも1個以上、動作不能となっていることから、条件Aは保安規定第39条に準じて設定する。(第30条では10日間以内に復旧することのみを要求しており、要求される措置の内容は第39条に包絡される。)なお、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が2個以上動作不能の場合には、保安規定第39条に準じて、条件Bに原子炉を停止する措置を規定する。
			発電用原子炉の減圧(インターフェイスシステムLOCA発生時)	(1分以内) 【15分】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、破断箇所の特定又は隔離ができず、かつ復水器が使用不可能な場合はSRVにより急速減圧を実施することで、R/Bへの原子炉冷却材漏えい量を抑制する。	—	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	—	—	—	○	○	○	—	—	—	自動減圧系もLCO対象弁のため、γ設備に設定せず。(左記「γ設備」欄については、39条の考えをもとに記載している。)	
			逃がし安全弁機能回復(逃がし安全弁用可搬型蓄電池)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	給電まで(55分) 【解析対象外】	1.3	直流電源喪失時において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁(自動減圧機能付)の機能を回復する	—	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	—	常用直流電源設備	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(可搬型蓄電池)	×	○	○	—	—	—	SRVの機能回復の要求について、「逃がし安全弁用可搬型蓄電池」又は「可搬型直流電源設備」のどちらかが動作可能であれば満足できることから、どちらか一方が動作可能であることをLCOとして設定する。
66-3-3	原子炉の減 圧	逃がし安全弁機能回復(可搬型直流電源設備)	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	給電まで(45分) 【解析対象外】	1.3	常設直流電源喪失時において、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の機能を回復する。	—	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	—	常用直流電源設備	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(電源車)	×	○	○	—	—	—	【D設備】(自主対策設備) SRVの駆動に必要な電源が確保できない場合でも、代替逃がし安全弁駆動装置によりSRVを強制的に開することができる。	
		逃がし安全弁機能回復(高圧窒素ガス供給系)	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	駆動源確保完了(20分) ガスポンプ交換完了(60分) 【解析対象外】	1.3	AC系からHPIN系(ポンベ側)に切替えることで駆動ガスを確保する。窒素ガス圧が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えて窒素ガスを確保する	—	アキュムレータ圧力	—	—	代替逃がし安全弁駆動装置(40分) 代替品(窒素ガスポンベ)	×	○	○	—	—	—	LCO対象範囲は、高圧窒素ガスポンベ並びに管路とする。また背圧対策として、窒素ガスの供給圧力は予め設定値以上とすることを要求する。	【γ設備】 アキュムレータの圧力が健全であることを担保するため、高圧窒素ガス供給圧力が保安規定第39条に定める値であることを確認する。
第39条	ISLOCA隔離弁	原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	遠隔隔離(15分) 現場隔離(240分) 【4時間】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、HPCF注入隔離弁の閉操作を実施し、破断箇所の隔離を行う。	—	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	—	—	—	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、保安規定第39条(非常用炉心冷却系)で整理する。		
第49条	原子炉建屋ブローアウトパネル(開放)	原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善	自動開放	1.3	ISLOCA発生時において、原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇抑制及び環境改善のため原子炉建屋ブローアウトパネルを開放する。	—	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	—	—	—	ブローアウトパネル(開放)は、原子炉建屋(DB)の機能であり、適用される原子炉の状態も保安規定49条(原子炉建屋)(運転、起動、高温停止、炉心変更等)に包絡される。	ブローアウトパネルの閉止機能は別途66条で規定する。	

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段				B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-【 】 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	DB 兼用					運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換	条 件 (※)			
66-4-1	低圧注水	低圧代替注水系(常設)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	RHR(A)系注水(12分)【24時間後】(長期TB) RHR(B)系注水(12分)【20分】(TQUV)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必要な流路とする。水源である復水貯蔵槽は他注水系統と共用することから、別にLCOを設定する。	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】のAOTについて、低圧代替注水系(可搬型)は、高圧炉心注水系又は低圧注水系による注水を実施している間(γ設備)、準備時間が確保できることから、時間短縮の補完措置は不要である。	
			低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	(12分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(常設)により残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(可搬型)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合			
			低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	(12分) 【145分】(停止時SBO)	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(常設)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(可搬型)(330分)	—	×	—	—	—	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	RHR(A)系注水(12分) RHR(B)系注水(12分) 【70分】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	—	×	○	○	○	—	—			—
66-4-2	低圧注水	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水【4.1時間】(TBP) RHR(B)系注水【20時間後】(大LOCA)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。			
			低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	※			原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	消火系(30分)	×	—	—	—	○			※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(B)系注水【20時間後】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—			—	—
第39条	残留熱除去系(低圧注水モード)	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	—	1.4	原子炉運転中、残留熱除去系(低圧注水モード)が健全であれば、重大事故の対処に用いる。	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	○	○	○	○	—	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。			
第34条 第35条 第36条	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	—	1.4	原子炉停止中、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、重大事故の対処に用いる。	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	DB条文中で整理(設計拡張設備)	○	—	—	※1	※2	○	○	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第34,35,36条「原子炉停止時冷却系その1〜3」で整理する。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段			B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-[] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-5-1	最終ヒート シンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	格納容器圧力逃がし装 置	格納容器圧力逃がし装置に よる原子炉格納容器内の減 圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし 装置により最終ヒートシンク(大気) へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(55分)	—	×	○	○	○	—	—	1.5.1.7.1.9.1.10より保安規定第66条に LCOを設定する。現場操作の要求につい ても一括りにして設定する。 LCO対象範囲は、ベントライン並びにドレ ン移送ポンプ、遠隔操作設備等の付帯 設備とする。 スクラバ水補給のために使用する可搬型 代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1 の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)におい て、LCOを設定する。	1.5.1.7.1.9.1.10については、主要な設備 が兼用されていることから、これら3条文 の要求を一括りにして、SA条文の表タイ トル(分類1)を構成することとする。 1.7では、技術的能力にて耐圧強化ベ ントの評価を実施していないため、B設備に は該当しない。
			格納容器圧力逃がし装置に よる原子炉格納容器内の減 圧及び除熱	ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大 LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、格納容器圧力逃がし装置に よる原子炉格納容器内の減圧及び 除熱を実施し、原子炉格納容器の過 圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—		
			現場操作(格納容器圧力逃 がし装置)	ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時におい て、隔離弁を手動にてベント設備を 遠隔操作することで最終ヒートシンク (大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(55分)	—	×	○	○	○	—	—		
			格納容器圧力逃がし装置に よる原子炉格納容器内の水 素ガス及び酸素ガスの排出	ベント開始(45分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、発生する水素ガス及び酸素 ガスを、格納容器圧力逃がし装置に より排出する	耐圧強化ベント系(W/W)	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス温度制御系	耐圧強化ベント系(W/W) (B設備を準用)(60分)	—	×	○	○	○	—	—		
			現場操作(格納容器圧力逃 がし装置)	ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装 置の隔離弁動作不能時に、遠隔手 動操作弁の現場操作により原子炉 格納容器の過圧破損を防止する	—	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—		
			格納容器圧力逃がし装置に よる原子炉格納容器内の水 素の排出	—	1.10	格納容器から原子炉建屋への水素 の漏えいを抑制し、原子炉建屋内の 水素温度の上昇を緩和するため、格 納容器圧力逃がし装置により水素を 排出する。	66-5-1条文中で整理	66-5-1条文中で整理	66-5-1条文中で整理	66-5-1条文中で整理	×	○	○	○	—	—		
66-5-2	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系による原子 炉格納容器内の減圧及び 除熱	ベント開始(55分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、耐圧強化ベント系に よる最終ヒートシンク(大気)へ熱を 輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンプ)	×	○	○	○	—	—	1.5.1.9より保安規定第66条にLCOを設定 する。現場操作の要求についても一括 りにして設定する。LCO対象範囲は、ベ ントライン並びに遠隔手動設備等の付 帯設備とする。 格納容器圧力逃がし装置により基準要 求を維持できることから、格納容器圧 力逃がし装置が動作可能な場合は機能 喪失してもLCO逸脱とはみなさない。	【γ設備】 1.5は、発生した熱を最終ヒートシンクへ 導く設備の評価であるため、サブプレ ッション・チェンパ・プール冷却モードについてもγ設備 とする。	
		現場操作(耐圧強化ベ ント系)	1弁あたり(45分)×3弁=(135 分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時におい て、隔離弁を手動にてベント設備を 遠隔操作することで最終ヒートシンク (大気)へ熱を輸送する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(ポンプ)	×	○	○	○	—	—			
		耐圧強化ベント系(W/W) による原子炉格納容器内の 水素ガス及び酸素ガスの排 出	WWベント(60分) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、発生する水素ガス及び酸素 ガスを耐圧強化ベント系により排出 する	格納容器圧力逃がし装置	残留熱除去系(低圧注水モード) 可燃性ガス温度制御系	—	代替品(ポンプ)	×	○	○	○	—	—			
66-5-3	可搬型窒素供給装置	不活性ガス(窒素ガス)によ る系統内の置換	(8時間)	1.7	排気中に含まれる可燃性ガスによる 爆発を防ぐため、格納容器圧力逃が し装置の系統内を不活性ガス(窒素 ガス)で置換する	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	×	○	○	○	—	—	格納容器圧力逃がし装置と耐圧強化ベ ント系の手順で使用される設備である が、それぞれLCO設定した場合に動作不 能時は共にLCOとなる。FV及び耐ベ ンの機能維持に直接関わらないこと から単独で 条文設定する。	AOTのγ設備は、FV及び耐ベ ン同様の 考えとし、D設備はA設備の代替品(予 備の可搬型窒素供給装置)を設定する。	
		格納容器圧力逃がし装置 等による 原子炉格納容器内の水素 ガス及び酸素ガスの排出	パージ開始 (65分)	1.9	炉心の著しい損傷が発生し、耐 圧強化ベント系により原子炉格納容 器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 を実施する際、耐圧強化ベントライ ン主排気筒側の大気開放されたライ ンに対してあらかじめ窒素ガスパ ージを実施することにより、系統内 の酸素濃度を可燃限界未満に保ち、 水素爆発を防止する。	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (サブプレッション・チェンパ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) 可燃性ガス温度制御系	—	代替品(可搬型窒素供給装置)	×	○	○	○	—	—			
66-5-4	代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系に よる除熱	系統構成・供給開始(9時間) 【20時間】(TW)	1.5	SBO又はLUHS時において、代替 原子炉補機冷却系を用いて補機冷 却水を確保する	—	原子炉補機冷却水系	—	大容量送水車(熱交換器ユニット用) (300分)又は代替原子炉補機冷却 海水ポンプによる海水直接送水(420 分) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	LCO対象範囲は、大容量送水車(熱交換 器ユニット用)、熱交換器ユニット並び に必要な流路とする。大容量送水車(熱 交換器ユニット用)、熱交換器ユニット は2 セット分散配置が要求される。 1.11で、FPCの冷却水確保で要求され ることを考慮し、適用される原子炉の 状態は常時とする。		

表No.	分類1	対応手段				B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態					DB — SA 統合	LCOの設定	備考	
		分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-【 】 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止				燃 料 交 換
66-5-5	最終ヒート シンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	代替循環冷却系	代替循環冷却系による原子 炉格納容器内の減圧及び 除熱	代替原子炉補機冷却系系統 構成・供給開始(9時間) 代替循環冷却系 系統構成・運転開始(90分) 【22.5時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合 において、復水補給水系を用いた代 替循環冷却系の運転により、原子炉格 納容器内の圧力及び温度を低下さ せることで原子炉格納容器の過圧破 損を防止する				×	○	○	○			LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な管路とする。 代替原子炉補機冷却系については他 の目的でも使用することから、別表(代替 原子炉補機冷却系)でLCOを規定する。 代替循環冷却系準備中に実施する低圧 代替注水系(可搬型)(可搬型代替注水 ポンプ(A-2級))による原子炉への注水に ついては別表(表66-4-2 低圧代替注水 系(可搬型))にて整理する。	【γ設備】 格納容器の圧力及び温度低下が目的で あるため、格納容器スプレィ冷却モード のみとする。	
66-5-6		格納容器内の水素濃度 及び酸素濃度監視	水素濃度及び酸素濃度の 監視	(25分)	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、原子炉格納容器内に発生す る水素ガス及び酸素ガスの濃度を測 定し、監視する		代替パラメータ		×	○	○	○			表66-13-1(主要パラメータ及び代替パラ メータ)にてLCO等を規定する。		
第52条 第53条		原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系による除 熱	-	1.5	重大事故等対処設備(設計基準拡 張)である原子炉補機冷却系が健全 であれば重大事故等の対処に用い る	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○			重大事故等対処設備(設計基準拡張) であることから、第52条「残留熱除去系 及び残留熱除去冷却海水系」、第53条「非 常用ディーゼル発電設備冷却系」で整理 する。	冷温停止以降、当該設備の故障等によ り関連する設備が運転上の制限を満足 していないと判断した場合は、それぞれ 該当する条文を適用する。(現行DB条 文の運用)	
66-6-1	PCV冷却	代替格納容器スプレィ 冷却系(常設)	代替格納容器スプレィ冷却 系(常設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損傷前)	(25分) 【5時間】(TW)	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格 納容器スプレィ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレィ(常 設)により格納容器スプレィする	-	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	-	×	○	○	○			設置許可基準規則49条より保安規定66 条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な管路とする。 水源である復水貯蔵槽は他注水系統と 共用することから、別にLCOを設定する。		
			代替格納容器スプレィ冷却 系(常設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損傷後)	(25分) 【2時間】(大LOCA)	1.6	炉心損傷が発生した後、RHR(格 納容器スプレィ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレィ(常 設)により格納容器スプレィする	-	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	-	×	○	○	○					
66-6-2	代替格納容器スプレィ 冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレィ冷却 系(可搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心損傷 前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TBP)	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格 納容器スプレィ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレィ(可 搬型)により格納容器スプレィする	-	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	代替格納容器スプレィ冷却系(常設) (25分)	-	×	○	○	○			設置許可基準規則49条より保安規定66 条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は、必要な弁及び管路とす る。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表 66-19-11においてLCO設定し、2セット分 散配置が要求される。		
		代替格納容器スプレィ冷却 系(可搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心損傷 後)	建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.6	炉心損傷が発生した後、RHR(格 納容器スプレィ冷却モード)故障時 において、代替格納容器スプレィ(可 搬型)により格納容器スプレィする	-	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	代替格納容器スプレィ冷却系(常設) (25分)	-	×	○	○	○					
第34条 第35条 第36条		残留熱除去系(原子炉停 止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止 時冷却モード)による発電用 原子炉からの除熱	-	1.5	重大事故等対処設備(設計基準拡 張)である残留熱除去系(原子炉停 止時冷却モード)が健全であれば重 大事故等の対処に用いる	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○		※1	○	※2		重大事故等対処設備(設計基準拡張) であることから、第34,35,36条「原子炉停止 時冷却系その1～3」で整理する。		
第39条	PCV冷却	残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの 冷却モード)	残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの 冷却モード)による原子炉 格納容器内の除熱	-	1.5	残留熱除去系(格納容器スプレィ冷 却モード)による原子炉格納容器内 の除熱	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○			重大事故等対処設備(設計基準拡張) であることから、第39条「非常用炉心冷却 系その1」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの 水冷却モード)	残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの 水冷却モード)による原子 炉格納容器内の除熱	-	1.5	重大事故等対処設備(設計基準拡 張)である残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの水冷却モ ード)及び格納容器スプレィ冷却モ ードによる原子炉格納容器内の除 熱	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○			重大事故等対処設備(設計基準拡張) であることから、第39条「非常用炉心冷却 系その1」で整理する。		
第39条		残留熱除去系(格納容 器スプレィ冷却モード)	残留熱除去系(格納容 器スプレィ冷却モード)による原 子炉格納容器内の除熱	-	1.6	重大事故等対処設備(設計基準拡 張)である残留熱除去系(格納容 器スプレィ冷却モード)が健全であ れば重大事故等の対処に用いる	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○			重大事故等対処設備(設計基準拡張) であることから、第39条「非常用炉心冷却 系その1」で整理する。	
第39条		残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの 水冷却モード)	残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの 水冷却モード)によるサブレッ ション・チェンバ・プールの除熱	-	1.6	重大事故等対処設備(設計基準拡 張)である残留熱除去系(サブレッ ション・チェンバ・プールの水冷却モ ード)が健全であれば重大事故等の 対処に用いる	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○			重大事故等対処設備(設計基準拡張) であることから、第39条「非常用炉心冷却 系その1」で整理する。	
66-7-1		溶融炉心 冷却	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系(常設) による原子炉格納容器下 部への注水	(35分) 【3.7時間】(DCH)	1.8	格納容器下部注水系(常設)によるデ ブリ冷却	-	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置含む)(330分)	×	○	○	○			LCO対象範囲は、MUWCポンプ並びに必 要な管路とする。 水源である復水貯蔵槽は他注水系統と 共用することから、別にLCOを設定する。	
66-7-2		格納容器下部注水系 (可搬型)	格納容器下部注水系(可搬 型)による原子炉格納容 器下部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)による デブリ冷却	-	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	×	○	○	○			LCO対象範囲は、必要な弁及び管路とす る。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表 66-19-11においてLCO設定し、2セット分 散配置が要求される。		

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB - SA 統合	LCOの設定	備考
				手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-[] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-8-1		静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	-	1.10	静的触媒式水素再結合器により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制する	-	-	-	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	LCO対象範囲は、静的触媒式水素再結合器とする。動作監視装置は表66-13-1にてLCO等を規定する。	【γ設備】冷温停止、燃料交換時は原子炉注水可能なDBA設備1系列が確認できれば良いが、非常用炉心冷却系1系列(自動減圧系除く)を設定する。
66-8-2	建屋水素	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度監視	-	1.10	原子炉建屋内の水素濃度の監視	-	代替パラメータ (他チャンネル) (静的触媒式水素再結合器動作監視装置)	-	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	LCO対象範囲は、原子炉建屋水素濃度監視設備とする。 8チャンネル全て必要であるため、表66-13-1と別にLCO設定する。AOTの完了時間については準用した設定とする。 原子炉建屋燃料取替床に設置される3チャンネルが動作不能の場合は、共通要員等により同時に動作不能となった場合と同様の措置とする。	
66-9-1	SFP	燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッダ)	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	1.11	使用済燃料プールへの注水	(※B設備設定が可能であり、可搬型スプレイヘッダが動作可能であればLCO逸脱を満足しているとしていたが、すべてのSA設備をLCO設定する必要があるため、可搬型及び常設両方が動作可能であることを運転上の制限とした。)	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用(340分)	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッダを使用する場合、可搬型スプレイヘッダを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。	プラント停止を要求しない(基本方針)
		燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッダ)	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	(※B設備設定が可能であり、可搬型スプレイヘッダが動作可能であればLCO逸脱を満足しているとしていたが、すべてのSA設備をLCO設定する必要があるため、可搬型及び常設両方が動作可能であることを運転上の制限とした。)	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用(340分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイヘッダは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッダであることから、常設スプレイヘッダは可搬型スプレイヘッダが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないとして整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。	【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷却機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへの注水	-	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	燃料プール代替注水系には常設スプレイヘッダを使用する場合、可搬型スプレイヘッダを使用する場合の2つの系統構成があり、またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。	プラント停止を要求しない(基本方針)
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	-	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイヘッダは同等な機能を有するが、設置許可基準規則の要求では、注水・スプレイラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり、必須要求となるのは可搬型スプレイヘッダであることから、常設スプレイヘッダは可搬型スプレイヘッダが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないとして整理していたが、すべてのSA設備にLCO設定することとし、常設及び可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。	【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認及び冷却機能が健全であることを確認する手段として使用済燃料プール温度、水位監視を設定する。
66-9-2		燃料プール冷却浄化系	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	(45分) 【解析対象外】	1.11	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	-	-	燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッダ(330分)又は可搬スプレイヘッダ(340分))(時間短縮の補完措置含む) 残留熱除去系(最大熱負荷)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	LCO対象範囲は、SFPの除熱に必要なFPCポンプ、FPC熱交換器並びにF/D/バypass運転に必要な流路とする。代替原子炉補機冷却系は他系統と共用することから、別にLCOを設定する。	【γ設備】 重大事故等発生時の時間余裕を確認するため、使用済燃料プールの水温が65℃(保安規定第55条の運転上の制限)に到達するまでの時間を評価する。フロントライン系のγ設備が設定できないため、電源をγ設備として設定せず。
66-9-3		使用済燃料プール監視設備	使用済燃料プールの監視	SFP監視カメラ起動 (20分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールの監視	-	代替パラメータ	-	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間	LCO対象範囲は、各計装設備とする。	プラント停止を要求しない(基本方針)

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段		B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態						DB- SA 統合	LCOの設定	備考				
				手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-[] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)					DB 兼用	運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換				条 件 (※)			
66-10-1	拡散抑制	大気への放射性物質の 拡散抑制	大気への放射性物質の 拡散抑制	(130分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プール内の燃料体等の 著しい損傷に至った場合に、放水設 備により、大気への放射性物質の拡 散抑制を行う。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—	1.11.1.12より保安規定第66条にLCOを設定する。LCO対象範囲は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置並びに流路(ホース)とする。6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。	大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火は、共通するSA設備があり要求される措置も同様な考えで設定できることから、1つの条文中にまとめて整理する。				
			大気への放射性物質の 拡散抑制	(130分) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	—	代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	○	—						
			航空機燃料火災への泡消 火	(130分) 【解析対象外】	1.12	原子炉建屋周辺において航空機燃 料火災が発生した場合に、泡消火を 行う	—	—	代替品(泡原液搬送車等)	×	○	○	○	○	○	—						
66-10-2		海洋への放射性物質の 拡散抑制	海洋への放射性物質の拡 散抑制	(180分) 汚濁防止膜設置(24時間) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う	—	—	代替品(放射性物質吸着材等)	×	○	○	○	○	—	6号炉及び7号炉の共用の可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。						
66-11-1	重大事故等収束のための 水源		復水貯蔵槽 保有水	【12時間】(過圧・過温破損(代 替循環使用))	1.13	重大事故等のための保有水の管理	—	サプレッション・チェンバプール水位 (水位確認) 非常用炉心冷却系(自動減圧系を除 く)	—	淡水貯水池からの補給(235分) 海水からの補給(325分) (時間短縮の補完措置含む)	○	○	○	○	○	×	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	×	復水貯蔵槽は、保安規定第40条とは要求される原子炉の状態、保有水の管理値等が異なるため、第66条にLCOを設定する。			
			サプレッション・チェンバ プール 保有水	—	1.13	重大事故等のための保有水の管理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	○	○	○	○	○	サプレッション・チェンバはDB兼SA設備である。SAの注水系統の水源としては、代替循環冷却系として使用するため運転～高温停止時まで要求される。このため、保安規定第46条(サプレッションプールの水位)の適用される原子炉の状態(運転～高温停止)と同等であることから、保安規定46条において整理する。			
66-11-2	CSPへの移送設備		防火水槽を水源とした補給	(145分) 【解析対象外】	1.13	防火水槽を水源とした可搬型代替注 水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽 への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	—	×	○	○	○	○	×	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	—	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への移送設備と、海水移送設備があり、それぞれ条文中を分けてLCO設定する。	【γ設備】 冷温停止又は燃料交換については、5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。		
			淡水貯水池を水源とした補 給	(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	1.13	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注 水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵 槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	—	×	○	○	○	○	×	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	—	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、表66-19-1においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。			
66-11-3	水源		海を水源とした補給	(325分) 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大容量送水車(海水 取水用)及び可搬型代替注水ポン プ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバプール (水位確認)	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 から復水貯蔵槽への補給(235分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	—	—	—			
			海を水源とした送水	(315分) 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大容量送水車(海水 取水用)及び可搬型代替注水ポン プ(A-1 級又はA-2 級)による送水	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバプール (水位確認)	—	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 からの移送(225分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	—	—	—		
			大容量送水車(海水取水 用)による防火水槽への海 水補給	(300分) 【解析対象外】	1.13	淡水貯水池から防火水槽への補給 が不可能となるおそれがある場合 に、大容量送水車(海水取水用)によ り海水を防火水槽へ補給する	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバプール (水位確認)	—	—	淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 から復水貯蔵槽への補給(235分)) 淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 からの移送(225分)) 淡水貯水池からの移送(淡水貯水池 から防火水槽への補給(88分)) 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	—	—	—	水の移送設備としては、復水貯蔵槽への移送と、海水からの移送があり、それぞれ条文中を分けてLCO設定する。	【γ設備】 冷温停止又は燃料交換の復水貯蔵槽については5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。
			防火水槽へ補給する水源 の切替え	— 【解析対象外】	1.13	防火水槽へ淡水の供給が継続でき ない場合、水源を海水に切り替 える。	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバプール (水位確認)	—	—	淡水貯水池からの移送 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	—	—	—	—	
			淡水貯水池から海への切 替え	切替時間(40分) 【解析対象外】	1.13	淡水貯水池から淡水の供給を行っ ている場合に、水源を海水に切り替 える場合は、あらかじめ可搬型代替注 水ポンプ(A-2級)の水源切替準備を 行う。	—	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバプール (水位確認)	—	—	淡水貯水池からの移送 代替品(大容量送水車等)	×	○	○	○	○	—	—	—	—	—	

表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段				B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (二重下線は機能喪失想定DB設備 以外)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30日)	適用される原子炉の状態					DB - SA 統合	LCOの設定	備考
			分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力() 有効性評価※-【 】 ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	DB 兼用					運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃料 交 換			
66-19-1	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(A)系注水 【4.1時間】(TBP) RHR(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—			
			建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(可搬型)により、残存溶融炉心を冷却する	低圧代替注水系(常設)	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合		
			建屋内系統構成(135分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時冷却モード)故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く)	低圧代替注水系(常設)(12分)	消火系(30分)	×	—	—	—	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合		
			建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) RHR(B)系注水 【20時間後】(大LOCA)	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	高圧炉心注水系(速やか)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—			
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始(40分) ベント要求【約17時間】(TQUV)	1.5	RHR故障時に、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系(サブプレッシャ・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W)(B設備)(55分)	—	×	○	○	○	—	—			
			ベント開始(45分) ベント要求【約38時間】(大LOCA)	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破壊を防止する	—	残留熱除去系(サブプレッシャ・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—			
			ベント開始(70分) ベント要求【約16時間】(TB)	1.5	SBO及びRHR使用不可時において、隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する	耐圧強化ベント系	残留熱除去系(サブプレッシャ・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	耐圧強化ベント系(W/W)(B設備)(55分)	—	×	○	○	○	—	—			
			ベント開始(75分) 【解析対象外】	1.7	SBOによる格納容器圧力逃がし装置の隔離弁動作不能時に、遠隔手動操作弁の現場操作により原子炉格納容器の過圧破壊を防止する	—	残留熱除去系(サブプレッシャ・チェンバ・プール冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード)	代替循環冷却系(540分)	—	×	○	○	○	—	—			
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	建屋内系統構成(25分) 建屋外準備・送水(330分) 【9時間】(TBP)	1.6	炉心損傷が発生する前、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、代替格納容器スプレイ(可搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッシャ・チェンバ・プール冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)(25分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—			
			建屋内系統構成(20分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.6	炉心損傷が発生した後、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、代替格納容器スプレイ(可搬型)により格納容器スプレイする	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッシャ・チェンバ・プール冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)(25分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—			
	格納容器下部注水系(可搬型)	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	建屋内系統構成(35分) 建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却	—	残留熱除去系(低圧注水モード)	格納容器下部注水系(常設)(35分)	消火系(30分)	×	○	○	○	—	—			
	燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋外準備・送水(330分) 【12時間】(想定1.2)	1.11	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用	代替品(可搬型代替注水ポンプ) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間		
			建屋外準備・送水(330分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	可搬型スプレイヘッダ使用	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間		
	燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへの注水	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間		
			建屋内系統構成(65分) 建屋外準備・送水(340分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料プールへのスプレイ	—	使用済燃料プール温度、水位監視	常設スプレイヘッダ使用(330分)	代替品(可搬型代替注水ポンプA-1級) 消火系による補給(30分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間		
	CSPへの移送設備	防火水槽を水源とした補給	{145分} 【解析対象外】	1.13	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(可搬型代替注水ポンプ)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合		
			(340分) 【約12時間後】(大LOCA)	1.13	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	—	復水貯蔵槽(水位確認)	—	代替品(可搬型代替注水ポンプ)	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつフルゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合		

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、2セット分散配置が要求される。
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及びホースにより送水できること、接続口までの範囲の共通部分についてLCO設定する。

資料2. (2) 保安規定第66条 運転上の制限等について

66-1-1	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	66-1-1	1～16
66-1-2	ATWS緩和設備 （代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	66-1-2	1～16
66-2-1	高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）	66-2-1	1～13
66-2-2	高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系 （現場起動）	66-2-2	1～17
66-2-3	ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）	66-2-3	1～11
66-3-1	代替自動減圧機能	66-3-1	1～19
66-3-2	主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）	66-3-2	1～7
66-3-3	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	66-3-3	1～17
66-4-1	低圧代替注水系（常設）	66-4-1	1～26
66-4-2	低圧代替注水系（可搬型）	66-4-2	1～21
66-5-1	格納容器圧力逃がし装置	66-5-1	1～58
66-5-2	耐圧強化ベント系	66-5-2	1～30
66-5-3	可搬型窒素供給装置	66-5-3	1～18
66-5-4	代替原子炉補機冷却系	66-5-4	1～32
66-5-5	代替循環冷却系	66-5-5	1～17
66-5-6	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	66-5-6	1～4
66-6-1	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	66-6-1	1～21
66-6-2	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	66-6-2	1～13
66-7-1	格納容器下部注水系（常設）	66-7-1	1～20
66-7-2	格納容器下部注水系（可搬型）	66-7-2	1～9
66-8-1	静的触媒式水素再結合器	66-8-1	1～12
66-8-2	原子炉建屋内の水素濃度監視	66-8-2	1～9
66-9-1	燃料プール代替注水系	66-9-1	1～31
66-9-2	使用済燃料プールの除熱	66-9-2	1～9
66-9-3	使用済燃料プール監視設備	66-9-3	1～11
66-10-1	大気への放射性物質の拡散抑制， 航空機燃料火災への泡消火	66-10-1	1～14
66-10-2	海洋への放射性物質の拡散抑制	66-10-2	1～15
66-11-1	重大事故等収束のための水源	66-11-1	1～7
66-11-2	復水貯蔵槽への移送設備	66-11-2	1～7
66-11-3	海水移送設備	66-11-3	1～17
66-12-1	常設代替交流電源設備	66-12-1	1～22
66-12-2	可搬型代替交流電源設備	66-12-2	1～11
66-12-3	号炉間電力融通電気設備	66-12-3	1～16
66-12-4	所内蓄電式直流電源設備及び 常設代替直流電源設備	66-12-4	1～13
66-12-5	可搬型直流電源設備	66-12-5	1～5
66-12-6	代替所内電気設備	66-12-6	1～18
66-12-7	燃料補給設備	66-12-7	1～20

6 6 - 1 3 - 1	主要パラメータ及び代替パラメータ	66-13-1	1 ~ 53
6 6 - 1 3 - 2	補助パラメータ	66-13-2	1 ~ 6
6 6 - 1 3 - 3	可搬型計測器	66-13-3	1 ~ 16
6 6 - 1 3 - 4	パラメータ記録	66-13-4	1 ~ 3
6 6 - 1 4 - 1	中央制御室の居住性確保	66-14-1	1 ~ 44
6 6 - 1 4 - 2	原子炉建屋ブローアウトパネル	66-14-2	1 ~ 6
6 6 - 1 5 - 1	監視測定設備	66-15-1	1 ~ 9
6 6 - 1 6 - 1	緊急時対策所の居住性確保（対策本部）	66-16-1	1 ~ 23
6 6 - 1 6 - 2	緊急時対策所の居住性確保（待機場所）	66-16-2	1 ~ 18
6 6 - 1 6 - 3	緊急時対策所の代替電源設備	66-16-3	1 ~ 14
6 6 - 1 7 - 1	通信連絡設備	66-17-1	1 ~ 22
6 6 - 1 8 - 1	ホイールローダ	66-18-1	1 ~ 5
6 6 - 1 9 - 1	可搬型代替注水ポンプ（A - 2 級）	66-19-1	1 ~ 50

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 3 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

6 6 - 3 - 3 「主蒸気逃がし安全弁の機能回復」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

(1) 技術的能力まとめ資料 (基準要求に関する説明)

添付-3 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) S A 4 6 条補足説明資料 (設定根拠)

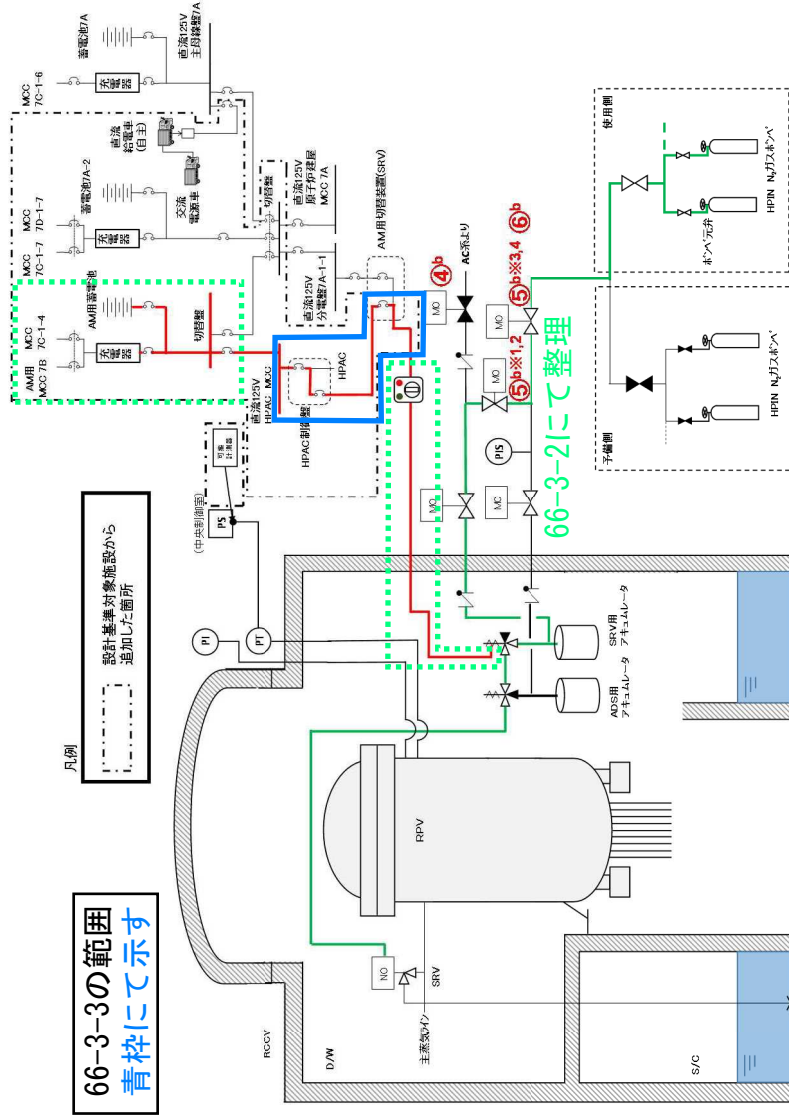
保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																					
66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復 ① (1) 運転上の制限 <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし安全弁の機能回復</td> <td>(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※¹</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td rowspan="3">可搬型直流電源設備による減圧系</td> <td>AM用切替装置 (SRV)</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備</td> <td>※2</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系</td> <td>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</td> <td>1個</td> </tr> <tr> <td>高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系</td> <td>高圧窒素ガスポンベ</td> <td>5本</td> </tr> </tbody> </table> ※1：必要な弁及び配管を含む。 ※2：「66-12-5 可搬型直流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※3：「66-12-4 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。		項目 ②	運転上の制限 ③	主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※ ¹	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥	運転 起動 高温停止	可搬型直流電源設備による減圧系	AM用切替装置 (SRV)	1個	可搬型直流電源設備	※2	常設代替直流電源設備	※3	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1個	高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系	高圧窒素ガスポンベ	5本	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（1. 3）が該当する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1） ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系、及び高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（1. 3） 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（手順等）」として、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合にあって、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ために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 可搬型直流電源設備による減圧系と、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系は、常設直流電源系統喪失の対応手段として、性能、準備時間が問題ないことを技術的能力審査基準への適合性において確認されており、かつ片方の系統だけで基準要求も維持可能であることから、どちらかが動作可能であることを運転上の制限とする。（添付-2） ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は、基本方針に従うと原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の原子炉の状態として、「運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1. 03MPa[gage]以上）」となるが、保安規定第30条（主蒸気逃がし安全弁）に合わせ「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ⑤ ②に含まれる設備 ⑥ AM用切替装置（SRV）は逃がし安全弁の作動に必要な電源を供給するため1個を所要数とする。 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するもの1セット1個を所要数とする。 高圧窒素ガスポンベは逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するもの1セット5本を所要数とする。（添付-3）	
項目 ②	運転上の制限 ③																							
主蒸気逃がし安全弁の機能回復	(1) 可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作可能であること※ ¹																							
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥																						
運転 起動 高温停止	可搬型直流電源設備による減圧系	AM用切替装置 (SRV)	1個																					
		可搬型直流電源設備	※2																					
		常設代替直流電源設備	※3																					
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1個																					
高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系	高圧窒素ガスポンベ	5本																						

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																								
<p>(2) 確認事項</p> <p>1. 可搬型直流電源設備による減圧系</p> <table border="1" data-bbox="240 369 1314 564"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系</p> <table border="1" data-bbox="240 634 1314 951"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>計測制御GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系</p> <table border="1" data-bbox="240 1020 1314 1499"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目 ⑦	頻度	担当	1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	項目 ⑦	頻度	担当	1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御GM	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	項目 ⑦	頻度	担当	1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針 4. 2）</p> <p>1. 可搬型直流電源設備による減圧系</p> <p>a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 確認頻度については、適用される原子炉の状態において「1ヶ月に1回」とする。</p> <p>2. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1が該当。 蓄電池電圧の判定値については、メーカー仕様書に基づき設定する。 メーカー仕様：定格電圧DC 135V±3% 制限値：135V−3%（4.05V）=130.95V≒131V また、定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方にに基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、使用可能であることを確認する。</p> <p>3. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1が該当。 原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態(620kPa[gage])となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることが要求されるため、供給圧力の設定値を <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認する。（添付-3） また、定事検停止時の機能確認にて非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁を開閉させ、動作可能であることを確認する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2が該当。 確認頻度については、設計基準事故対処設備のサーバランス頻度と同等とし、「1ヶ月に1回」とする。</p>	
項目 ⑦	頻度	担当																								
1. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																								
項目 ⑦	頻度	担当																								
1. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御GM																								
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																								
項目 ⑦	頻度	担当																								
1. 高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が <input type="text"/> MPa[gage] 以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	原子炉GM																								
2. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検及び規定圧力の確認により、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																								

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(3) 要求される措置			<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 可搬型直流電源設備による減圧系及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系は、両方が動作不能の場合を条件として設定する。 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系は、1N要求設備であるため、動作可能な系統数が1N未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)) A1. 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である常設直流電源系統(A系及びB系)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2. 1.動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(可搬型直流電源設備又は可搬型蓄電池の補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)の「3日間」とする。</p> <p>A2.2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。自主対策設備は、代替逃がし安全弁駆動装置が該当する。可搬型直流電源設備による減圧系及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系は有効性評価にて期待していないことから、時間制限はなく、補完措置は不要となる。</p> <p>A3. 当該系統を復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合又は自主対策設備が動作可能である場合であるのAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B1. 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。設置変更許可申請書(添付書類十)の技術的能力では、対応する設計基準事故対処設備は設定されていない。そのため、ここでは自動減圧系の動作に必要な系統圧力が確保されていることを担保するため、自動減圧系の高圧窒素ガス供給圧力が保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)に定める値であることを確認することとし、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>B2. 1. A2. 1.と同様。ただし、代替措置とはポンベの補充等をいう。 B2.2. A2.2.と同様。</p> <p>B3. A3.と同様。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 1. 当直長は、代替措置 ^{※4} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は A2.2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※5}が動作可能であることを確認する。 及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 3日間 10日間		
B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する ^{※5-6} 。 及び B2. 1. 当直長は、代替措置 ^{※4} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 又は B2.2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※5}が動作可能であることを確認する。 及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 3日間 10日間		
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
<p>※4：代替品の補充等をいう。 ※5：代替逃がし安全弁駆動装置による減圧をいう。 ※5-6：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。</p>				

66-12-4, 66-12-5にて整理



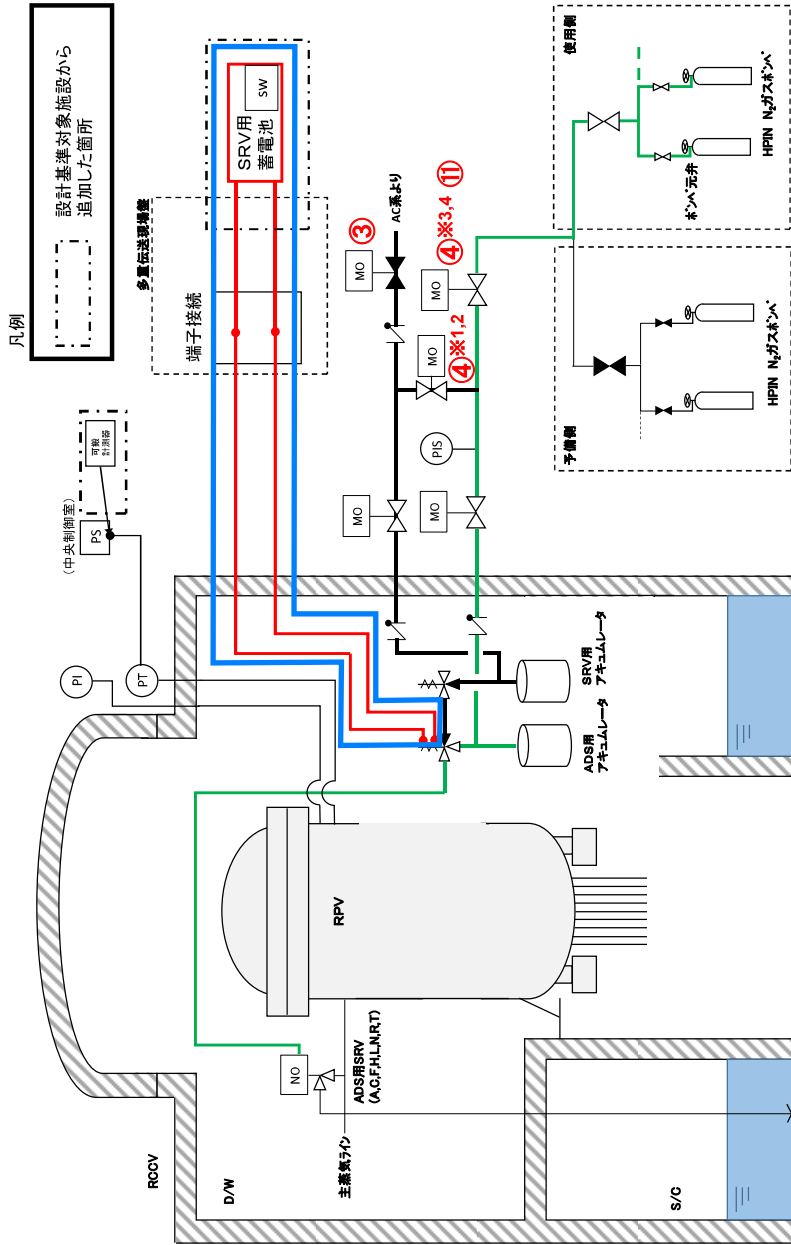
66-3-3の範囲
青枠にて示す

凡例
設計基準対象施設から
追加した箇所

操作手順	弁名称
④ ^b	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
⑤ ^{b※1}	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
⑤ ^{b※2}	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
⑤ ^{b※3} ⑥ ^b	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
⑤ ^{b※4} ⑥ ^b	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

第 1.3.5 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 概要図

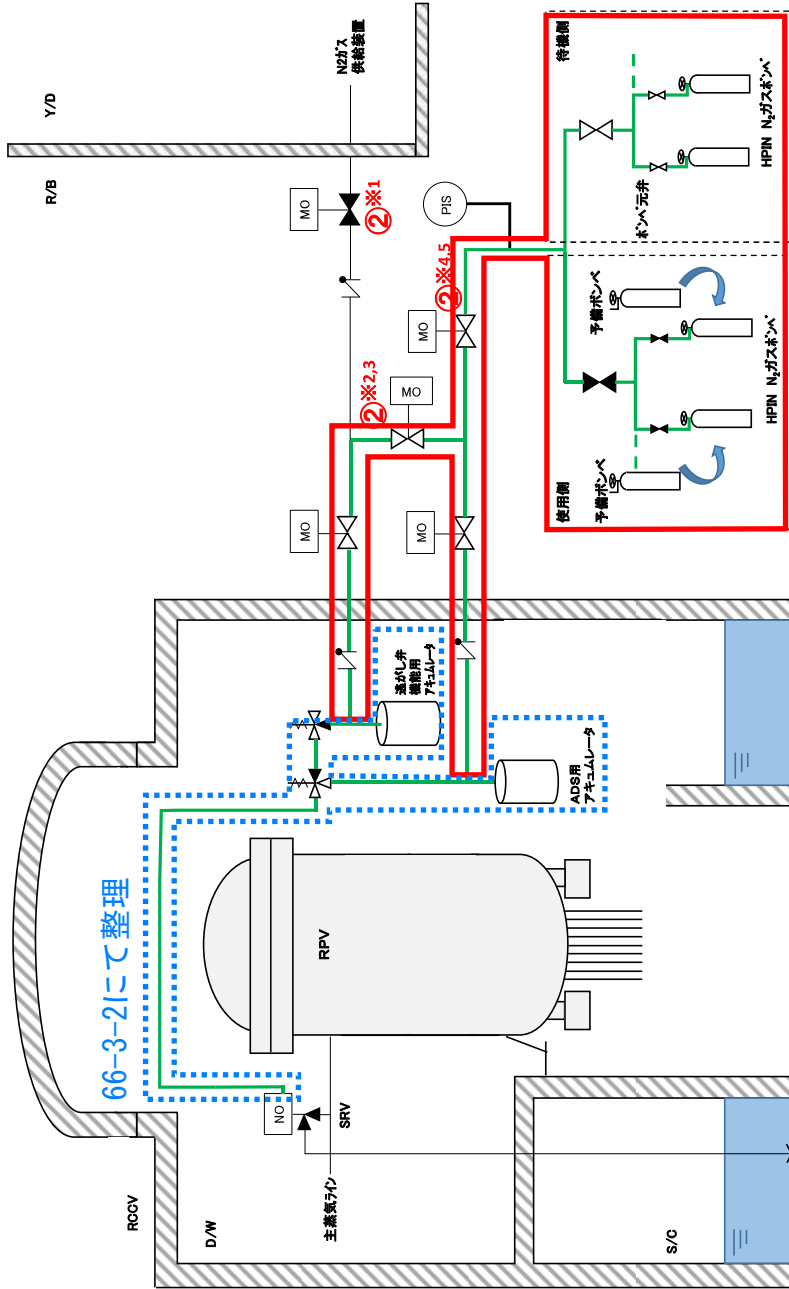
66-3-3の範囲
青枠にて示す



操作手順	弁名称
③	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
④※1	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
④※2	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
④※3⑪	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
④※4⑪	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

第 1.3.7 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 概要図

66-3-3の範囲
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
②※1	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
②※2	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
②※3	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
②※4	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
②※5	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

第 1.3.11 図 高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保 概要図

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (46条)	技術基準規則 (61条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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減圧機能が喪失した場合においても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ため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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減圧機能が喪失した場合においても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ため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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減圧機能が喪失した場合においても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ため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	-	<p>【解釈】 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第61条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	-
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁(逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	⑧
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。(PWR の場合)</p>	-			
<p>(4) インターフェイスシステム (ISLOCA) a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥			

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	新設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	自動減圧系の起動阻止 スイッチ	既設 新設							
	逃がし安全弁 (自動減 圧機能付きC, H, N, Tの4 個)	既設							
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設							
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
(逃がし安全弁) 手動操作による減圧	逃がし安全弁	既設	① ⑦	(タービン操作による減 圧) タービンバイパス弁	タービンバイパス弁	常設	1分	1名	自主対策とする 理由は本文 参照
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設			タービン制御系	常設			
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設			-	-			
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設							
	所内蓄電式直流電源設 備	既設 新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	第二代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設 備	新設							
可 逃 が し 直 流 電 源 設 備 に よ る 回 復	可搬型直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	代替逃がし安全弁駆 動装置による減 圧	高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆 動装置)	常設	40分	6名	自主対策とする 理由は本文 参照
	AM用切替装置 (SRV)	新設			逃がし安全弁 (自動減 圧機能なしD, E, K, Uの4 個)	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			主蒸気系配管・クエン チャ	常設			
	逃がし安全弁 (自動減 圧機能なし)	既設			-	-			
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設							
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設							
逃 が し 安 全 弁 機 能 回 復 し 可 搬 型 蓄 電 池 に よ る 逃 が し 機 能 回 復	逃がし安全弁用可搬型 蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁 (自動減 圧機能付き)	既設							
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設							
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設							
窒 素 ガ ス に よ る 窒 素 ガ ス の 確 保	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設	① ③ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系配 管・弁	既設							
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設							
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設							

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

どちらかが使用可能であれば、
 審査基準の要求への適合の維持が可能。

わないよう位置的分散を図る設計とする。

5.5.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，治具による固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は，通常時は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成とし，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放動作により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.5.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁の自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁 2 個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを 6 号及び 7 号炉それぞれで 1 セット 1 個使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉それぞれで 1 セット 1 個に加えて、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 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 個を保管する。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量

回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル 1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは想定される重大事故等時において、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ため、逃

がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを 1 セット 5 個使用する。保有数は、1 セット 5 個に加えて、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 20 個の合計 25 個を保管する。

6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ガスポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等

第 5.5 - 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器
仕様

(1) 逃がし安全弁

第 5.1 - 3 表 主蒸気系主要機器仕様に記載する。

(2) 逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数	18
容 量	約 15L/個

(3) 自動減圧機能用アキュムレータ

個 数	8
容 量	約 200L/個

(4) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型 式	リチウムイオン電池
個 数	1 (予備 1) ただし, 予備は 6 号及び 7 号炉共用
容 量	約 2,100Wh
電 圧	135V
使用箇所	原子炉建屋地下 1 階
保管場所	原子炉建屋地下 1 階

(5) AM 用切替装置 (SRV)

個 数	1
-----	---

(6) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数	1 式
取付箇所	原子炉建屋地上 4 階

第 6.8 - 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器
仕様

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

個 数 1

(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

個 数 1

(3) 高圧窒素ガスボンベ

個 数 5（予備 20）

容 量 約 47L/個

充填圧力 約 15MPa[gage]

使用箇所 原子炉建屋地上 4 階

保管場所 原子炉建屋地上 4 階

設定根拠

関連箇所を下線にて示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系

名 称		高圧窒素ガス供給系
供給圧力	MPa [gage]	<input type="text"/> 以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p><u>高圧窒素ガス供給系は、原子炉格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍（0.62MPa）となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「<input type="text"/> MPa以上」とする。</u></p> <p>1. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開動作条件 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{(F_{S1} + F_{S3})}{n} + F_F \quad \cdots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p>F_N：高圧窒素ガス供給系圧力によるピストン押し上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系圧力 S_2：ピストン受圧面積 <math>S_2 = \text{<input type="text"/> mm}^2</math></p> <p>F_R：原子炉圧力による弁体の揚力 <math>F_R = \text{<input type="text"/> [N]}</math> ※安全側の仮定として原子炉圧力として大気圧を用いている。</p> <p>n：レバー比 <math>n = \text{<input type="text"/></math></p> <p>F_{S2}：シリンダスプリング荷重 <math>F_{S2} = \text{<input type="text"/> [N]}</math></p> <p>F_V：可動部重力 <math>F_V = \text{<input type="text"/> [N]}</math></p> <p>F_P：原子炉格納容器圧力によるピストン押し下げ力 $F_P = P_P \times S_2$ P_P：原子炉格納容器圧力（0.62 [MPa]を想定する）</p> <p>F_{S1}：弁本体のスプリング荷重 <math>F_{S1} = \text{<input type="text"/> [N]}</math></p> <p>F_{S3}：弁体付きベローズ荷重 <math>F_{S3} = \text{<input type="text"/> [N]}</math></p>		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

F_F : ピストンリング摩擦力
 $F_F = \text{[]}$ [N]

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \text{[]}$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開条件が成立する。

したがって、高圧窒素ガス供給系圧力が [] [MPa] 以上のとき、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍の圧力であっても、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は開可能である。

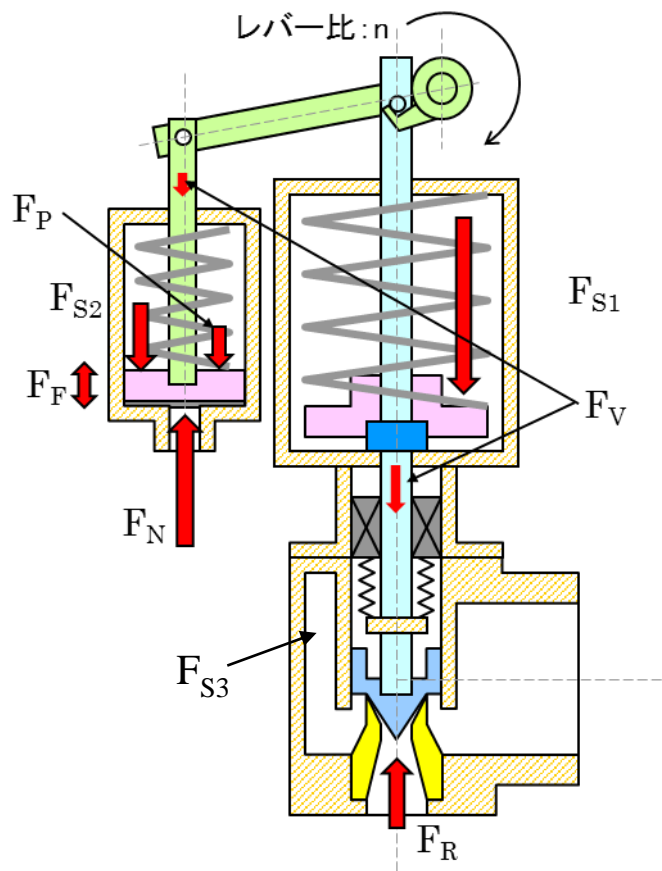


図 2 逃がし安全弁 機構概要図

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 4 「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」

6 6 - 4 - 2 「低圧代替注水系（可搬型）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補 1 (系統図)

~~添付-2 同等な機能を有することの説明~~

~~(1) 設置変更許可申請書 添付+追補 1 (自主対策設備に関する説明)~~

~~(2) 設置変更許可申請書 添付+追補 1 (準備時間)~~

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）①		<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（1.4） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）が該当する。 また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（1.4） 「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（手順等）として、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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ため、原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8） 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>④ 低圧代替注水系（可搬型）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。</p>	
(1) 運転上の制限			
項目②	運転上の制限③		
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）が動作可能であること※1※2		
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※3	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※4	
	燃料補給設備	※5	
	可搬型代替交流電源設備	※6	
	常設代替交流電源設備	※7	
	代替所内電気設備	※8	
<p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動弁操作設備を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-4-2 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※4：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>			

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考																					
(2) 確認事項 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 60%;">項目</th> <th style="width: 20%;">頻度</th> <th style="width: 20%;">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(項目なし)</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	(項目なし)	—	—	<p><参考>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水時に使用する容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p>【必要容量】 炉心損傷防止対策の有効性評価解析 (設置変更許可申請書添付十) のうち、「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が84m³/hであることから、84m³/h以上とする。</p> <p>また、上記同様の有効性評価解析において原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が40m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m³/hであることから120m³/h以上とする。</p> <p>【吐出圧力】 必要吐出圧力が最大となる復水補給水系接続口 (北) を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、1.26MPa以上とする。また、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる復水補給水系接続口 (北) を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に1.63MPa以上とする。</p> <p>⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、2N要求設備である可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が1N未満となった場合又は当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成 (接続口を含む) ができない場合 (条件A) は、当該系統の機能を満足できないことから条件として記載する。なお、低圧代替注水系 (可搬型) の原子炉圧力容器までの低圧注水系と共用する配管又は弁 (条件B) を条件として記載する。また、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換 (原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない)。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合) においては、1N未満と低圧注水系と共用する配管又は弁とで要求される措置が同じになるため一つにまとめて記載する。</p> <p>⑧ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A-1-1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書 (添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である低圧注水系 (非常用ディーゼル発電機含む) が該当する。</p> <p>A-1-2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書 (添付書類十)」技術的能力で整理した高圧炉心注水系又は低圧代替注水系 (常</p>	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更															
項目	頻度	担当																							
(項目なし)	—	—																							
(3) 要求される措置 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">適用される原子炉の状態</th> <th style="width: 10%;">条件 ⑦</th> <th style="width: 50%;">要求される措置 ⑧</th> <th style="width: 30%;">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運転 起動 高温停止</td> <td rowspan="4">A. 低圧代替注水系 (可搬型) が動作不能の場合</td> <td>A-1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{*9}とともに、その他設備^{*10}が動作可能であることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>—及び A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{*11}が動作可能であることを確認する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>—及び A-1-3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td>又は A-2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{*9}とともに、その他設備^{*10}が動作可能であることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>及び A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{*12}が動作可能であることを確認する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>及び A-2-3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> </tbody> </table>			適用される原子炉の状態	条件 ⑦	要求される措置 ⑧	完了時間	運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (可搬型) が動作不能の場合	A-1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{*9}とともに、その他設備^{*10}が動作可能であることを確認する。	速やかに	—及び A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{*11} が動作可能であることを確認する。	3日間	—及び A-1-3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間	又は A-2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*9} とともに、その他設備 ^{*10} が動作可能であることを確認する。	速やかに			及び A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{*12} が動作可能であることを確認する。	3日間			及び A-2-3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間	
適用される原子炉の状態	条件 ⑦	要求される措置 ⑧	完了時間																						
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系 (可搬型) が動作不能の場合	A-1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{*9}とともに、その他設備^{*10}が動作可能であることを確認する。	速やかに																						
		—及び A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{*11} が動作可能であることを確認する。	3日間																						
		—及び A-1-3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間																						
		又は A-2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*9} とともに、その他設備 ^{*10} が動作可能であることを確認する。	速やかに																						
		及び A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{*12} が動作可能であることを確認する。	3日間																						
		及び A-2-3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間																						

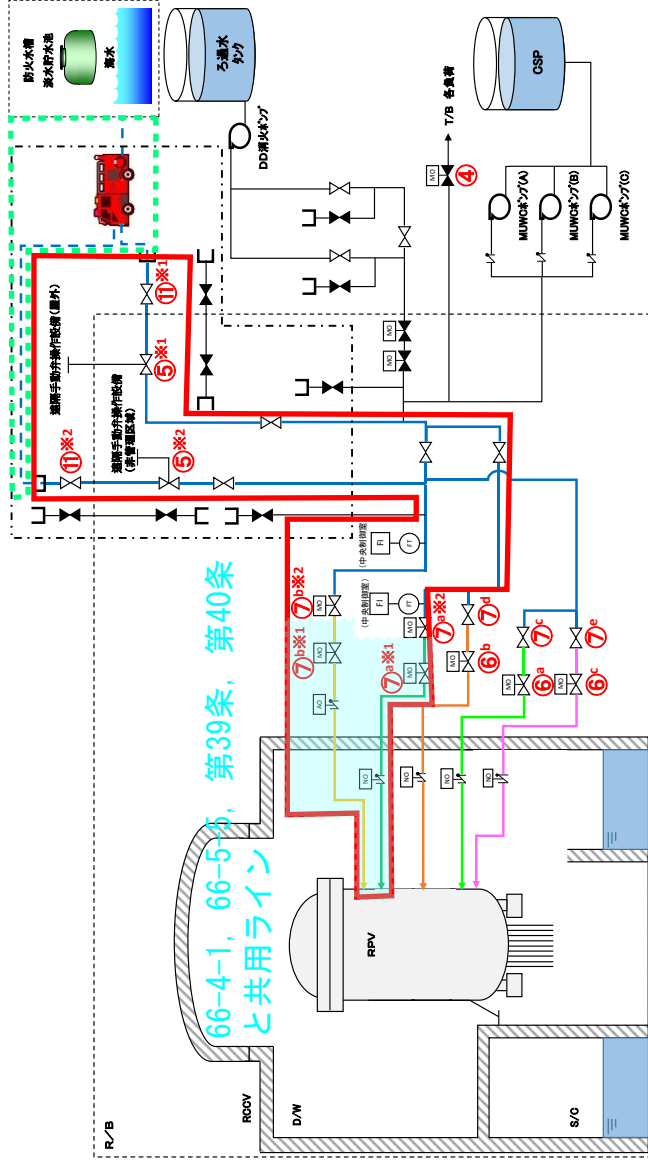
保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>設)が該当し、完了時間是对応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>高压炉心注水系は重大事故等対処設備(設計基準拡張)であり、重大事故等対処設備の一種として位置づけられていること、また原子炉低圧時の注水においても、十分な注水量を確保でき、かつ低圧注水系及び低圧代替注水系(可搬型)に対して独立性を確保できることから採用した。</p> <p>【必要容量】 高压炉心注水系は、原子炉低圧時、「727m³/h」以上の注水流量を有するため、低圧代替注水系(可搬型)よりも大容量である。</p> <p>【準備時間】 高压炉心注水系は、中央制御室からの遠隔起動により、速やかに準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。</p> <p>A1-3. 当該系統を復旧する。完了時間は同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のAOT上限である「30日間」とする。</p> <p>A2-1. A1-1.と同様。</p> <p>A2-2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類1)」技術的能力で整理した「消火系による原子炉圧力容器への注水」が該当し、完了時間是对応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>【必要容量】 ・消火系のディーゼル駆動消火ポンプは可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と同等の流量を有する。(添付=2)</p> <p>【準備時間】 ・消火系による原子炉注水は、低圧代替注水系(可搬型)よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。(添付=2)</p> <p>A2-3. A1-3.と同様。ただし、完了時間は代替措置を実施した場合又は自主対策設備が動作可能である場合のAOTである「10日間」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
適用される 原子炉 の状態	条件⑦	要求される措置⑧	完了時間		運転上の制限を逸脱した 場合における要求される 措置等の変更
運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と 共用する配管 又は弁が動作 不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、 動作可能であることを確認する※9と ともに、その他設備※12が動作可能 であることを確認する。	速やかに	<p>【要求される措置Bの考え方】 低圧注水系と共用する配管又は弁が故障した場合は、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧注水系がともに動作不能となるため、要求される措置A 1 が実施不可となる。そのため、保安規定変更に係る基本方針には記載していないが、安全上有効と考えられる措置を設定し、保安規定第39条（非常用炉心冷却系その1）で低圧注水系 1 系列が動作不能となった場合と同様に「10日間」の完了時間を設定する。</p> <p>B 1. A 1-1., A 2-1.と同様。ただし、低圧注水系 1 系列が動作不能の状態であることから、残りの低圧注水系 2 系列（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。</p> <p>B 2. 1- A 1-2.と同様。</p> <p>B 2-2., A 2-2.と同様。</p> <p>B 3. 当該システムを復旧する。完了時間は保安規定第39条（非常用炉心冷却系その1）で定める低圧注水系 1 系列が動作不能の場合の完了時間「10日間」を準用する。</p> <p>C 1., C 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
		及び B 2. 1- 当直長は、当該機能と同等な機能 を持つ重大事故等対処設備※11 が動作可能であることを確認す る。	3日間		
		又は B 2-2. 当直長は、当該機能を補完する自 主対策設備※12が動作可能である ことを確認する。	3日間		
	及び B 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態 に復旧する。	10日間			
	C. 条件A又はBで 要求される措 置を完了時間 内に達成でき ない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
冷温停止 燃料交換※13 +	A. 低圧代替注水系 （可搬型）が動 作不能の場合 又は 低圧注水系と 共用する配管 又は弁が動作 不能の場合	A 1. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復 旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、第40条で要求される非常 用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可 能であることを確認する※9とともに、 その他の設備※14が動作可能である ことを確認する。	速やかに 速やかに		<p>【冷温停止、燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合）】</p> <p>A 1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2. 原子炉が停止している状態であり、保安規定第40条（非常用炉心冷却系その2）で要求される非常用炉心冷却系のうち何れか1系列が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。高圧炉心注水系及び低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む）は、原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき、かつ低圧代替注水系（可搬型）に対して独立性を確保できることから採用した。 また、原子炉停止中における崩壊熱相当の注水量が確保できる重大事故等対処設備の常設注水設備である低圧代替注水系（常設）により注水ができることを“速やかに”至近の記録により確認する。</p>
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※10：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※11：高圧炉心注水系をいう。 ※12：消火系による低圧注水をいう。 ※12a：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
<p>※134：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※145：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>		<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>

66-4-2の範囲
赤枠にて示す

66-19-1にて整理



重大事故等
対処設備

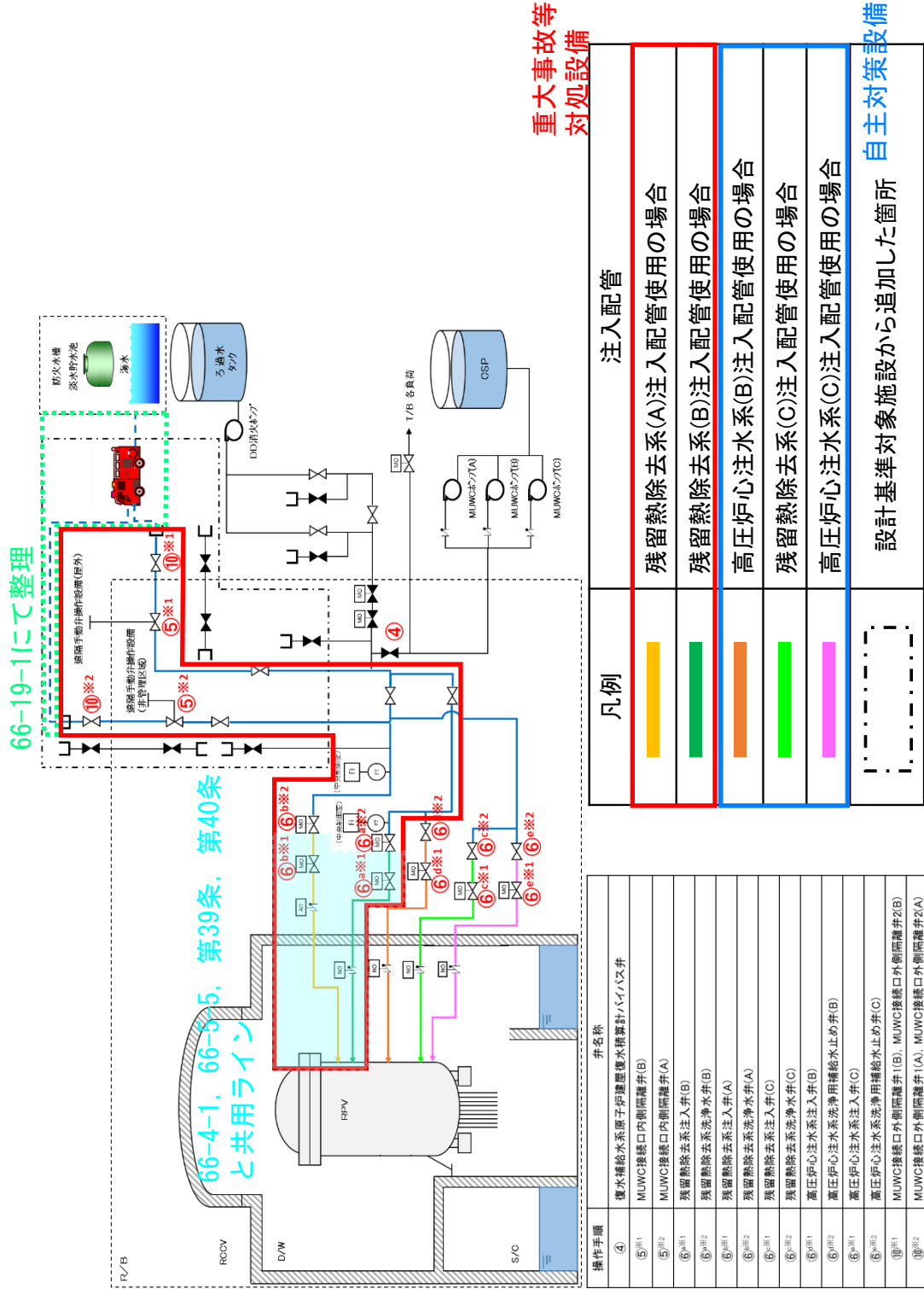
操作手順	弁名称	凡例	注入配管
④	タービン連理負荷遮断弁		
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合	
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合	
⑥※	残留熱除去系注入弁(C)	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合	
⑥※	高圧炉心注水系注入弁(B)	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合	
⑥※	高圧炉心注水系注入弁(A)	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合	
⑦※1	残留熱除去系注水弁(B)		
⑦※2	残留熱除去系注水弁(B)		
⑦※1	残留熱除去系注水弁(A)		
⑦※2	残留熱除去系注水弁(A)		
⑦※	残留熱除去系注水弁(C)		
⑦※	高圧炉心注水系注水浄用補給水止め弁(B)		
⑦※	高圧炉心注水系注水浄用補給水止め弁(C)		
⑧※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)		
⑧※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)		

自主対策設備

第 1.4.12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図

（交流電源が確保されている場合）

66-4-2の範囲
赤枠にて示す

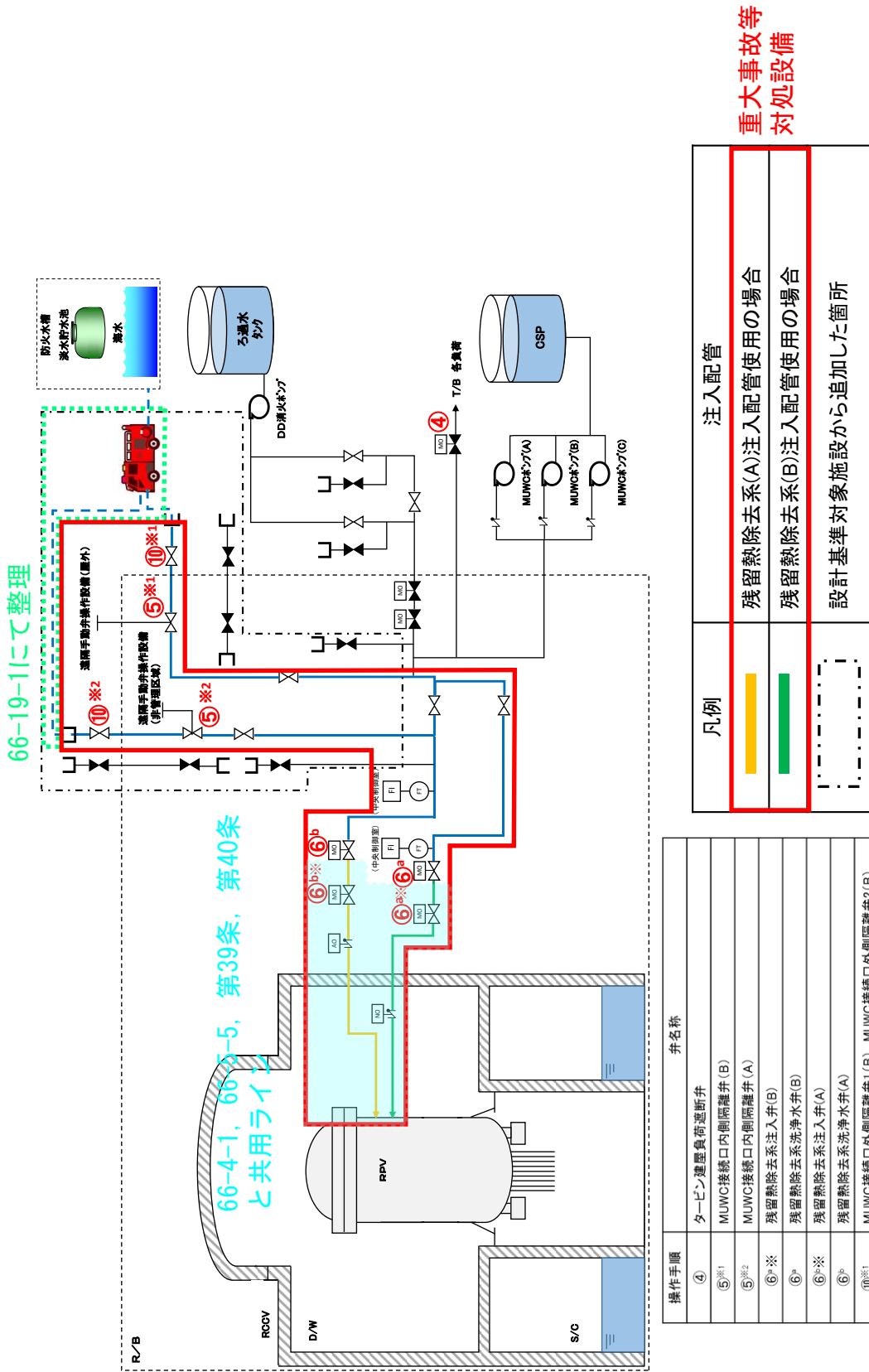


操作手順	弁名称	注入配管
④	復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
⑥※1	残留熱除去系注入弁(B)	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
⑥※2	残留熱除去系注入弁(A)	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
⑥※1	残留熱除去系洗浄水弁(A)	
⑥※2	残留熱除去系洗浄水弁(B)	
⑥※1	残留熱除去系注入弁(C)	
⑥※2	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	
⑥※1	高圧炉心注水系注入弁	
⑥※2	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	
⑩※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)	設計基準対象施設から追加した箇所
⑩※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)	自主対策設備

第 1.4.18 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図

（全交流動力電源が喪失している場合）

66-4-2の範囲
赤枠にて示す



重大事故等
対処設備

第 1.8.12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） 概要図

自主対策設備に関する説明
関連箇所を赤枠にて示す

また、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(iii) 消火系による発電用原子炉の冷却

消火系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系(B)配管・弁
- ・給水ポンプ
- ・高圧炉心注水系配管・弁・スパーチャ
- ・原子炉压力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

本ページ削除

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配

管・弁・スパージャ，残留熱除去系(A)配管・弁，給水系配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系配管・弁，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，本ページ削除る設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が故障した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。

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

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合

において、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・ 残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパージャ, 高压炉心注水系 (B) 及び (C) 配管・弁・スパージャ^{※1}

当該配管を用いた注水手段は使用に制限 (原子炉圧力容器への注水流量が少ない, 注水流量の監視ができない, 現場での系統構成が必要) があるが, 残留熱除去系 (A) 及び (B) 配管から注水ができない場合において, 発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

※1: 高压炉心注水系配管・弁・スパージャのうち, 復水移送ポンプの吸込ライン (復水貯蔵槽下部) は重大事故等対処器への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置付ける。

本ページ削除

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが, 常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから, 健全性が確認できた場合において, 重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により, 設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低压注水

復水貯蔵槽，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ，残留熱除去系(A)配管・弁，給水系配管・弁・スパージャ，高压炉心注水系配管・弁，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設

本ページ削除

以上の融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても，残存した熔融炉心を冷却することができる。

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

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，残存した熔融炉心を冷却する手段として有

効である。

・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉を冷却できない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。

本ページ削除

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ、高压炉心注水系配管・弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高压代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち、高压代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽、高压代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高压代替注水系（注水系）配管・弁、復水補給水系配管、高压炉心注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）、給水系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設

本ページ削除

備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融

本ページ削除

また、原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融燃料の再燃を防止するについては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

- ・ 制御棒駆動系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却

材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

・高圧炉心注水系

モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり，十分な期間の運転継続はできないが，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を果たすことから健全性が確認できた場合における必要な電源を確保するための

本ページ削除

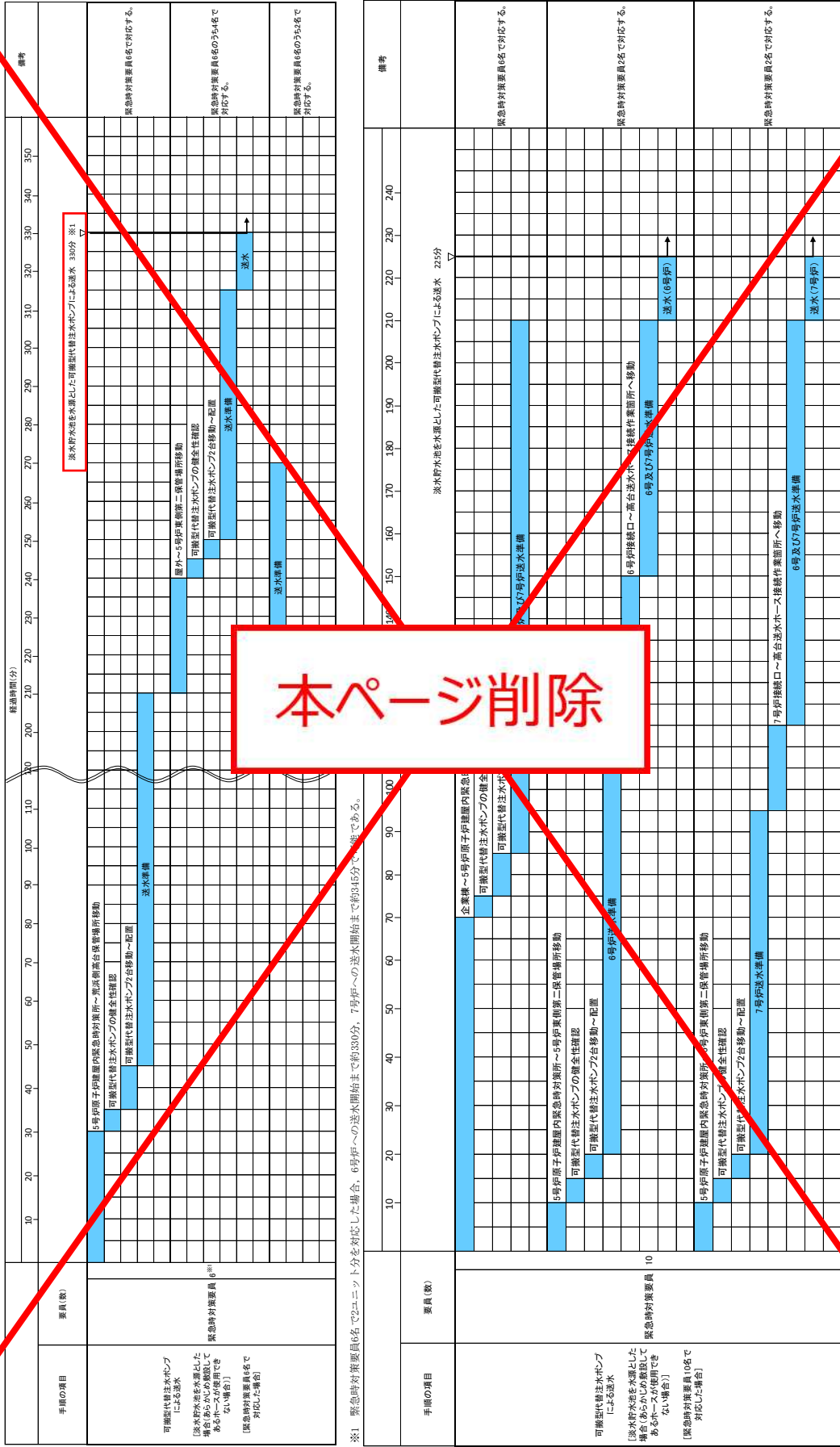
c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。），AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第 1.8.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.8.2 表，第 1.8.3 表）。

同等な機能を有することの説明（準備時間）
関連箇所を赤字にて示す

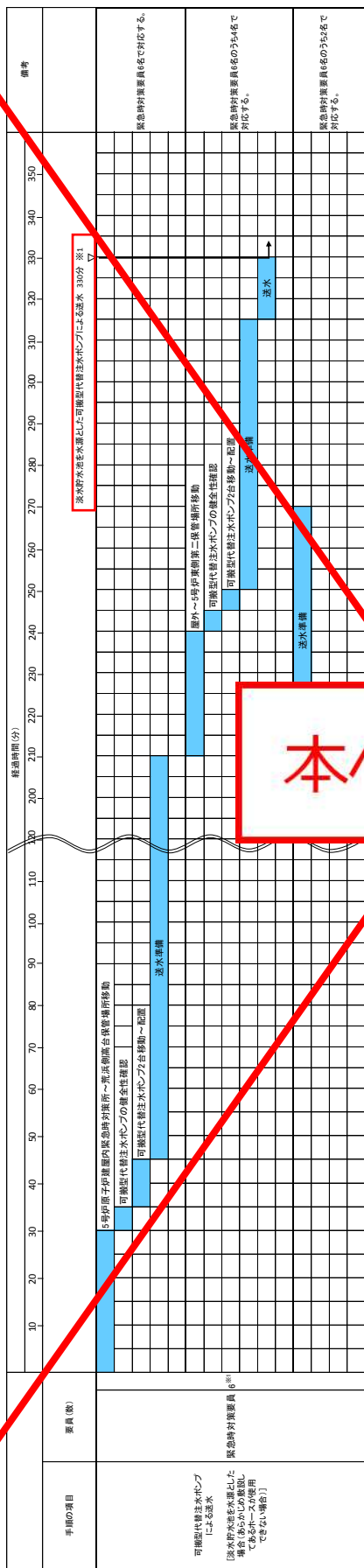


第 1.4.17 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）
（可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80		
消火系による原子炉圧力容器 への注水 (残留熱除去系(A)又は(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2										30分 消火系による原子炉圧力容器への注水
	現場運転員 C, D 2										
5号炉運転員 2											

本ページ削除

第 1.4.21 図 消火系による原子炉圧力容器
タ
(残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)



本ページ削除

第 1. 8. 14 図 低圧代替注水系（可搬型）
（可搬型代替注水ポンプによる送水貯水圧を水調した場合は、あらかじめ取組んであるか、(送水貯水圧を水調しない場合)であるか]を記載する。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80		
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2			通信連絡設備準備、電源確保確認							
				系統構築、バイパス流防止処置							
	現場運転員 C, D 2			注水開始、注水状況確認							
				電源確保							
5号炉運転員 2			消火ポンプ起動								

本ページ削除

第 1.8.16 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

保安規定第 6 6 条

- 表 6 6 - 5 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」
「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」
「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」
「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」

6 6 - 5 - 4 「代替原子炉補機冷却系」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

- 添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定
(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

- 添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量
(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)
(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)
(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

~~添付-3 同等な機能を有することの説明~~

- ~~(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)~~
~~(2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)~~

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
66-5-4 代替原子炉補機冷却系 ①		<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1.5）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（1.5） 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（手順等）」として、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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ため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>熱交換器ユニットを接続する原子炉補機冷却系の流路について、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」においてはA系・B系共に必要だが、「冷温停止、燃料交換」においては、A系又はB系どちらかが使用可能であればよい。</p> <p>④ 代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間及び使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び熱交換器ユニットは、それぞれ1セット1台又は1式で必要なポンプ容量及び伝熱容量を確保できる設計としている。これらは、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水を供給するもの）であり2N要求設備に該当することから、所要数は2セット2台又は2式とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）</p>	
(1) 運転上の制限			
項目 ②	運転上の制限 ③		
代替原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系2系列※ ¹ が動作可能であること※ ² ※ ³		
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤		所要数 ⑥
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	大容量送水車（熱交換器ユニット用）		1台×2※ ⁴
	熱交換器ユニット		1式×2※ ⁴ ※ ⁵
	可搬型代替交流電源設備		※6
	常設代替交流電源設備		※7
	燃料補給設備		※8
<p>※1：1系列とは、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台、熱交換器ユニット1式及びホースをいう。</p> <p>※2：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための原子炉補機冷却系のA系及びB系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁、電動弁及び接続口を含む。</p> <p>なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却系（接続口を含む）は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、A系及びB系の計2系列、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、A系又はB系どちらか1系列とする。</p> <p>※3：原子炉補機冷却系のB系の冷却ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。動作不能時は、運転上の制限も確認する。</p> <p>また、当該系統が動作不能時は、「第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系」及び「第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※4：大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び熱交換器ユニットは、荒浜側及び大湊側に1セットずつ分散配置されていること。</p> <p>※5：代替原子炉補機冷却水ポンプを含む。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※8：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p>			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

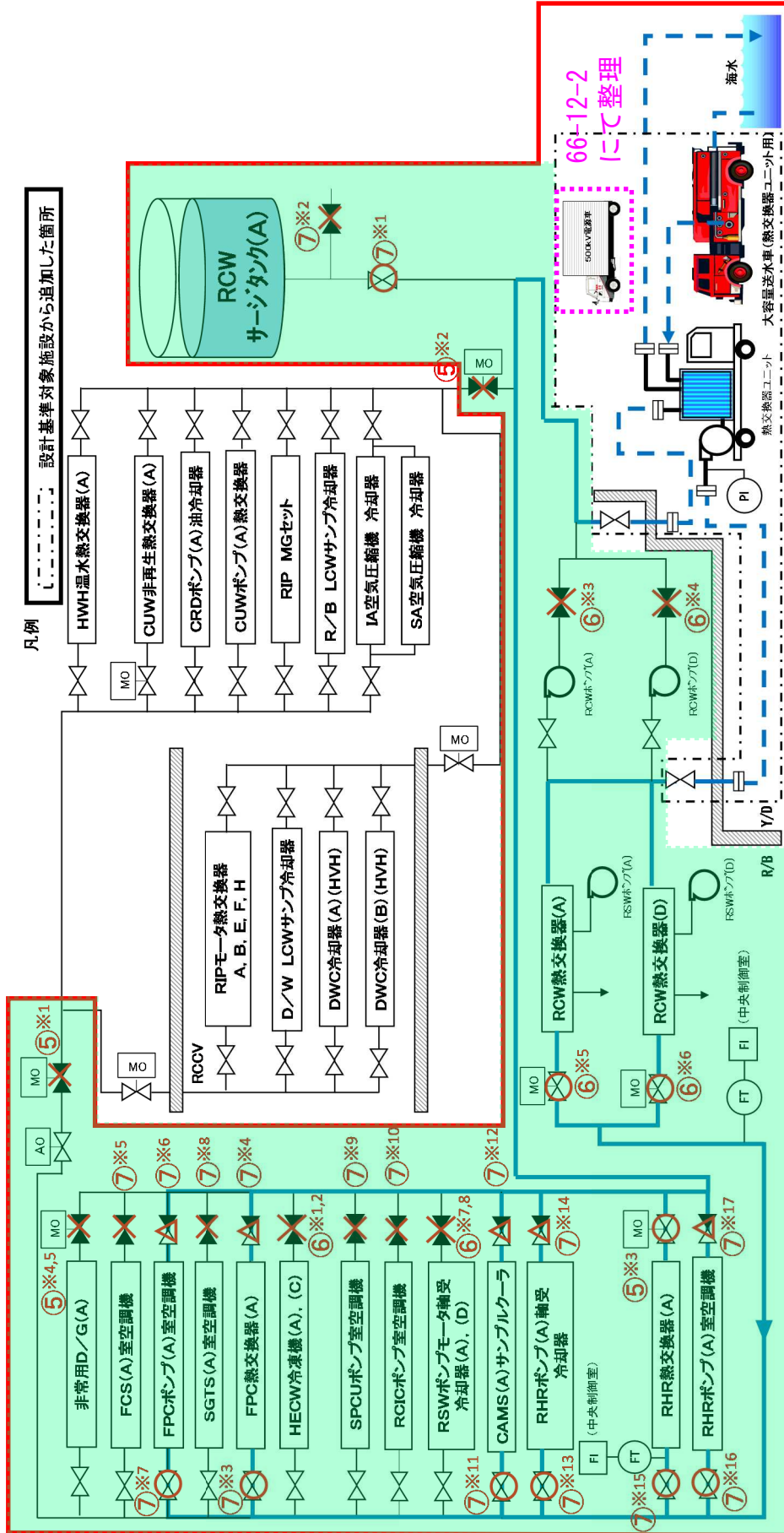
保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項			<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1, 2, 3が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考えに基づき、熱交換器ユニットについては2年に1回、大容量送水車(熱交換器ユニット用)については1年に1回性能確認を実施する。</p> <p>確認する流量及び揚程(吐出圧力)は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。(添付-2)</p> <p>b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目4, 5, 6, 7が該当。</p> <p>項目4は、プラント運転中に当該弁を閉すると下流側(常用負荷)の機器類の冷却水が遮断され、原子炉安全上好ましくないことからプラント停止中で常用負荷を停止可能な時期に試験を行う。</p> <p>項目5, 6は、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考えに基づき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p> <p>項目7は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p>	
項目 ⑦	頻度	担当		
1. 熱交換器ユニット (P27-D2000, D3000, D4000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が650m ³ /h以上で揚程が65m以上。 ・流量が680m ³ /h以上で揚程が56m以上。 ・流量が700m ³ /h以上で揚程が53m以上。	2年に1回	原子炉GM		
2. 熱交換器ユニット (P27-D1000, D5000) の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が [] m ³ /h以上で揚程が [] m以上。 ・流量が [] m ³ /h以上で揚程が [] m以上。 ・流量が [] m ³ /h以上で揚程が [] m以上。	2年に1回	原子炉GM		
3. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)の流量が [] m ³ /h以上で吐出圧力が [] MPa以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM		
4. 原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長		
5. 大容量送水車(熱交換器ユニット用)が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM		
6. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル設備管理GM		
7. 原子炉補機冷却水系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 要求される措置					
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 代替原子炉補機冷却系は2N要求設備であるため、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、動作可能な台数が2N未満(1N以上)となった場合(条件A)と1N未満となった場合(条件B)を条件として記載する。 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満とで要求される措置が同じになるため2N未満となった場合を条件として記載する。 (保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)) 【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1系列未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び全交流動力電源(非常用ディーゼル発電機)が該当する。</p> <p>A3.1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ(移動式変圧器を含む)による除熱」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。 「大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ(移動式変圧器を含む)による除熱」は、代替原子炉補機冷却系よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。(添付3)</p> <p>A3. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置(可搬型ポンプ又は熱交換器ユニットの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。</p> <p>A4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合又は自主対策設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「30日間」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	<p>A1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{*9}とともに、その他の設備^{*10}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3.1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{*11}が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A3. 2. 当直長は、代替措置^{*11,2}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
運転起動高温停止	B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	B 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*9} とともに、その他の設備 ^{*10} が動作可能であることを確認する。	速やかに	B 1. A 2. と同様。	
		及び B 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{*11}が動作可能であることを確認する。	3日間	B 2. 1. A 3. 1. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。	
		又は B 2. 2. 当直長は、代替措置 ^{*11-2} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間	B 2. 2. A 3. 2. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。	
C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*9} とともに、その他の設備 ^{*12-3} が動作可能であることを確認する。	及び	速やかに	【要求される措置Cの考え方】 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が故障した場合は、要求される措置A 1. 又はB 1. が実施不可となる。そのため、保安規定変更に係る基本方針には記載していないが、安全上有効と考えられる措置を設定し、保安規定第52条（残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系）で原子炉補機冷却水系1系列が動作不能となった場合と同様に「10日間」の完了時間を設定する。	
		C 2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間		
D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D 1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。	及び	速やかに	C 2. 当該系統を復旧する。完了時間は保安規定第52条（残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系）で定める原子炉補機冷却水系1系列が動作不能の場合の完了時間「10日間」を準用する。	
		D 2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{*9} とともに、その他の設備 ^{*12-3} が動作可能であることを確認する。	速やかに	D 1. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁は、代替循環冷却系に使用することから原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合、“速やかに”代替循環冷却系を動作不能とみなす。	
		及び D 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間	D 2. C 1. と同様。 D 3. C 2. と同様。	

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
運転起動 高温停止	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 当直長は、高温停止にする。 及び E 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	E 1., E 2. 既保安規定と同様の設定とする。	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※11}が動作可能であることを確認する。 又は A 2. 2. 当直長は、代替措置 ^{※11} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに	【冷温停止及び燃料交換】 A 1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A 2. 1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。 A 2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。	
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：残りの原子炉補機冷却水系2系列，原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※11：大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）にて海水直接通水を行う除熱をいう。</p> <p>※112：代替品の補充等。</p> <p>※123：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

66-5-4の範囲
赤枠にて示す



第52条, 第53条 原子炉補機冷却系との共用ライン

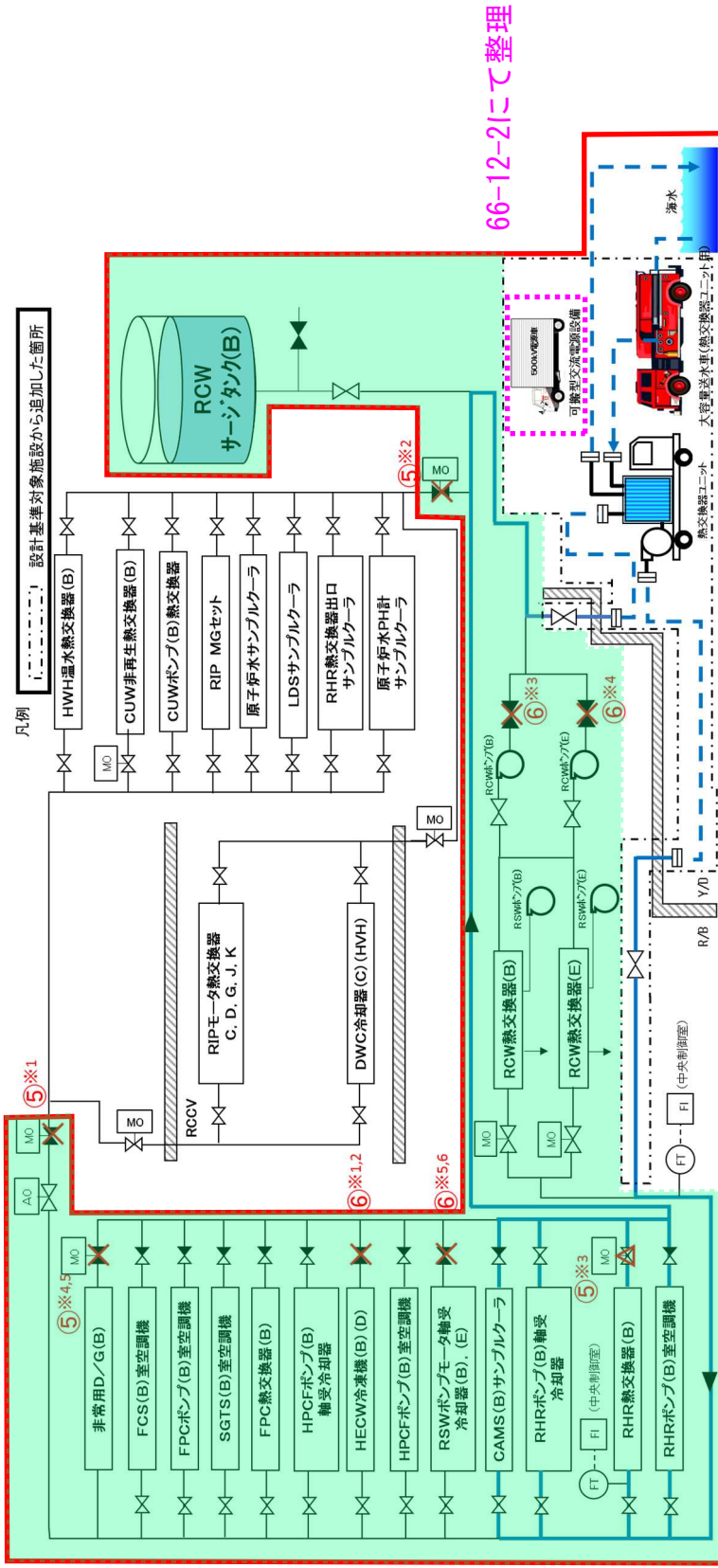
第 1.5.32 図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
1	常用冷却水供給側分離弁(A)
2	常用冷却水戻り側分離弁(A)
3	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
4	非常用ディーゼル発電機(A)冷却水出口弁(A)
5	非常用ディーゼル発電機(A)冷却水出口弁(D)
1	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁
2	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁
3	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁
4	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁
5	原子炉補機冷却水系熱交換器(A)冷却水出口弁
6	原子炉補機冷却水系熱交換器(D)冷却水出口弁
7	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁
8	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁
1	原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口弁
2	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁
3	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口弁
4	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁
5	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁
6	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁
7	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)入口弁
8	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁
9	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
10	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
11	格納容器雰囲気モニタラック(A)入口弁
12	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁
13	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水入口弁
14	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁
15	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水入口弁
16	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)入口弁
17	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁

第 1.5.32 図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

66-5-4の範囲
赤枠にて示す

第52条, 第53条 原子炉補機冷却系との共用ライン



操作手順	弁名称
1	常用冷却水供給側分離弁(B)
2	常用冷却水戻り側分離弁(B)
3	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
4	非常用ディーゼル発電機(B)冷却水出口弁(B)
5	非常用ディーゼル発電機(B)冷却水出口弁(E)
1	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁
2	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁
3	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
4	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
5	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁
6	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁

第 1.7.21 図 代替循環冷却系における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図

とで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 16 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて、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1式(6号及び7号炉共用)の合計5式を保管する。大容量送水車(熱交換器ユニット用)の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて、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1台(6号及び7号炉共用)の合計5台を保管する。

また、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置することにより、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を經由した高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車(熱交換器

第 5.10 - 1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

第 9.3 - 1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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

系 統 数	1
系統設計流量	約 15.8kg/s

(3) 代替原子炉補機冷却系

a. 熱交換器ユニット（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料プールの冷却等のための設備

数 量	4 式（予備 1）
熱交換器	
組 数	1/式
伝熱容量	約 23MW/組（海水温度 30 において）

代替原子炉補機冷却水ポンプ

台 数	2
	1

容 量	約 300m ³ /h/台
-----	--------------------------

	約 600m ³ /h/台
--	--------------------------

全 揚 程	約 75m
-------	-------

b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数	4（予備1）
-----	--------

容 量	約 900m ³ /h/台
-----	--------------------------

吐出圧力	1.25MPa[gage]
------	---------------

6.2.2 ポンプ

名 称		<u>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ</u> (6,7号機共用)		
		<u>P27-D2000</u>	<u>P27-D3000</u>	<u>P27-D4000</u>
容 量	m ³ /h/個	<u>325 以上, 350 以上, 340 以上</u> (300)		
揚 程	m	<u>65 以上, 53 以上, 56 以上</u> (75)		
最高使用圧力	MPa	1.37		
最高使用温度	℃	70		
原 動 機 出 力	kW/個	110		
個 数	—	<u>2</u>	<u>2</u>	<u>2</u>
<p>【設 定 根 拠】 (概要) 重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、以下の機能を有する。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）は、炉心</p>				

K7 ① V-1-1-5-3 R1

の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量

1.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）使用時の容量 325m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(A) : 470m³/h
- ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) : 150m³/h
- ③ 補機等 : 30m³/h
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機
 - ・ 格納容器内ガス冷却器(A)
- ④ 合計 : 650m³/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合に必要な流量が650m³/hであるため、325m³/h/個以上とする。

1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）使用時の容量 350m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(B) : 470m³/h
- ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : 150m³/h
- ③ 補機等 : 80m³/h
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機
 - ・ 格納容器内ガス冷却器(B)

④ 合計 : 700m³/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合に必要な流量が700m³/hであるため、350m³/h/個以上とする。

1.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の容量 340m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器 (B) 及び燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 並びに補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|--------------------------|------------------------|
| ① 残留熱除去系熱交換器 (B) | : 470m ³ /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) | : 150m ³ /h |
| ③ 補機等 | : 60m ³ /h |
| ・ 残留熱除去系ポンプ (B) メカシール冷却器 | |
| ・ 残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器 | |
| ・ 残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機 | |
| ・ 格納容器内ガス冷却器 (B) | |
| ④ 合計 | : 680m ³ /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合に必要な流量が680m³/hであるため340m³/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である300m³/h/個とする。

2. 揚程

2.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) 使用時の揚程 65m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失 : 64.2m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、64.2mを上回る65m以上とする。

2.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の揚程 53m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失：52.7m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合の揚程は、52.7mを上回る53m以上とする。

2.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の揚程 56m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失：55.3m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合の揚程は、55.3mを上回る56m以上とする。

公称値については、設計時の定格点である75mとする。

3. 最高使用圧力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭0.23MPaと熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の締切運転時の揚程0.89MPaの合計が1.12MPaとなることから、これを上回る圧力とし、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の除熱後の冷却水温度 °Cを上回る70°Cとする。

5. 原動機出力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) を重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力(kW)

P_w : 水動力(kW)

ρ : 密度(kg/m³) = 1000

g : 重力加速度(m/s²) = 9.80665

Q : 容量(m³/s) = 300/3600

H : 揚程(m) = 75

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{300}{3600}\right) \times 75}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) の原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、110kW/個とする。

6. 個数

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000) (原動機含む。) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である2個を車両毎に設置する。

名 称		熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (6,7号機共用)	
		P27-D1000	P27-D5000
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)	
揚 程	m	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)	
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/個	210	
個 数	—	<u>1</u>	<u>1</u>
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として使用する熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、以下の機能を有する。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バ</p>			

K7 ① V-1-1-5-3 R1

ウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

1. 容量

1.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）使用時の容量 m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(A)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)並びに補機等に必要冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|------------------------|--|
| ① 残留熱除去系熱交換器(A) | : <input type="text"/> m ³ /h |
| ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) | : <input type="text"/> m ³ /h |
| ③ 補機等 | : <input type="text"/> m ³ /h |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)メカシール冷却器 | |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器 | |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(A)室空調機 | |
| ・ 格納容器内ガス冷却器 | |
| ④ 合計 | : <input type="text"/> m ³ /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系（西）で使用する場合は m³/h/個以上とする。

1.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）使用時の容量 m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要冷却水を同時に供給できる容量とする。

- | | |
|------------------------|--|
| ⑤ 残留熱除去系熱交換器(B) | : <input type="text"/> m ³ /h |
| ⑥ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) | : <input type="text"/> m ³ /h |
| ⑦ 補機等 | : <input type="text"/> m ³ /h |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器 | |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器 | |
| ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機 | |
| ・ 格納容器内ガス冷却器 | |
| ⑧ 合計 | : <input type="text"/> m ³ /h |

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合は、 m³/h/個以上とする。

1.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) 使用時の容量 m³/h/個以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合は、下記に示す残留熱除去系熱交換器(B)及び燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)並びに補機等に必要の冷却水を同時に供給できる容量とする。

- ① 残留熱除去系熱交換器(B) : m³/h
 ② 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) : m³/h
 ③ 補機等 : m³/h
- ・ 残留熱除去系ポンプ(B)メカシール冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(B)室空調機
 - ・ 格納容器内ガス冷却器
- ④ 合計 : m³/h

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (西) で使用する場合は、 m³/h/個以上とする。

公称値については、設計時の定格点である m³/h/個とする。

2. 揚程

2.1 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) 使用時の揚程 m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、下記を考慮する。

- ① 配管・機器圧力損失 : m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口A系 (西) で使用する場合は、 mを上回る m以上とする。

2.2 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) 使用時の揚程 m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系 (南) で使用する場合は、下記

を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（南）で使用する場合の揚程は、 mを上回る m以上とする。

2.3 7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（西）使用時の揚程 m以上

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（西）で使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 配管・機器圧力損失： m

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を7号機 代替原子炉補機冷却系接続口B系（西）で使用する場合の揚程は、 mを上回る m以上とする。

公称値については、設計時の定格点である mとする。

3. 最高使用圧力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、静水頭 MPaと熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）の締切運転時の揚程 MPaの合計が MPaとなることから、これを上回る圧力とし、1.37MPaとする。

4. 最高使用温度

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等時における熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器の除熱後の冷却水温度 °Cを上回る70°Cとする。

5. 原動機出力

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ（P27-D1000, P27-D5000）を重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮し決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

（引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = / 3600

H : 揚程 (m) =

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\text{}{3600}\right) \times \text{}}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

上記より、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) の原動機出力は、軸動力 kW を上回る出力とし、210kW/個とする。

6. 個数

熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (P27-D1000, P27-D5000) (原動機含む。) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損を防止するため等に必要な個数である1個を車両毎に設置する。

K7 ① V-1-1-5-3 R1

名 称		大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6, 7 号機共用)
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 <input type="text"/> 以上 <input type="text"/> 以上 (900)
吐 出 圧 力	MPa	<input type="text"/> 以上 <input type="text"/> 以上 <input type="text"/> 以上 (1. 25)
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/>
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	4(予備 1)
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (代替原子炉補機冷却系) として使用する大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 (炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。) を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>大容量送水車 (熱交換器ユニット用) は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、使用済燃料貯蔵プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) により熱交換器ユニットに海水を供給することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>		

K7 ① V-1-1-5-3 R1

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧破損を防止するために熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を供給することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全装備（原子炉建屋放水設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び泡原液混合装置により海水と泡消火薬剤を混合しながら、ホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、海を水源とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を経由し、復水貯蔵槽への水の供給、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ並びに使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水ができる設計とする。

1. 容量

1.1 代替原子炉補機冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の送水先である熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器が有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱を除去可能な容量を基に設定しており、熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却系熱交換器が原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量が m³/h であることから、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は m³/h/個以上とする。

1.2 原子炉建屋放水設備として使用する場合の容量 m³/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等時において使用する場合の容量は、原子炉建屋屋上へ放水できる容量を基に設定する。

大気への放射性物質の拡散を抑制するために必要となる大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、 m³/h で原子炉建屋東側又は南側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能である。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するために必要となる大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量についても、 m³/h で原子炉建屋東側又は南側から放水することにより原子炉建屋屋上へ網羅的な放水が可能である。

以上より、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、 m³/h/個以上とする。

1.3 水の供給設備として使用する場合の容量 m³/h/個以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの最大送水流量を上回る容量を基に設定する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの送水流量が最大となるのは、使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系として使用する場合であり、6,7号機同時注水する場合の送水流量は 294m³/h（号機当り 147m³/h）であるため、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、294m³/h を上回る m³/h/個以上とする。

公称値については、設計段階で使用点として設定をしている 900m³/h/個とする。

2. 吐出圧力

2.1 代替原子炉補機冷却系として使用する場合の吐出圧力 MPa 以上

代替原子炉補機冷却系として使用する場合の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、海水を熱交換器ユニットに移送するときの水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> MPa
静水頭	約 <input type="text"/> MPa
機器圧損	約 <input type="text"/> MPa
配管・ホース*及び弁類圧損	約 <input type="text"/> MPa
合計	約 <input type="text"/> MPa

注記*：以下のホースを使用する。

- ・熱交換器ユニット海水用 10m, 25m, 50m ホース（6, 7 号機共用）

以上より、代替原子炉補機冷却系として使用する場合の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は MPa 以上とする。

2.2 原子炉建屋放水設備として使用する場合の吐出圧力 MPa 以上

原子炉建屋放水設備として使用する場合の大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、放水砲吐出端における必要圧力、静水頭、機器類圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

放水砲吐出端における必要圧力	約 <input type="text"/> MPa
静水頭	約 <input type="text"/> MPa
機器類圧損	約 <input type="text"/> MPa
配管・ホース*及び弁類圧損	約 <input type="text"/> MPa
合計	約 <input type="text"/> MPa

注記*：以下の配管・ホースを使用する。

- ・大容量送水車吐出放水砲用 5m, 10m, 50m ホース（6, 7 号機共用）
- ・放水砲（6, 7 号機共用）

以上より、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は MPa 以上とする。

2.3 水の供給設備として使用する場合の吐出圧力 MPa 以上

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に移送するときの水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース圧損，機器圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース*圧損	約	<input type="text"/>	MPa
機器圧損	約	<input type="text"/>	MPa
合計	約	<input type="text"/>	MPa

注記*：以下のホースを使用する。

- ・大容量送水車取水用 5m, 10m, 50m ホース（6, 7 号機共用）
- ・可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース（6, 7 号機共用）

以上より，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は MPa 以上とする。

公称値については，設計段階で使用点として設定をしている 1.25MPa とする。

3. 最高使用圧力

大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等時において使用する場合は，当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電氣的に MPa に制限することから，その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度

大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等時において使用する場合は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性を確認している海水の温度 30℃を上回る ℃とする。

5. 原動機出力

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の原動機出力は，定格流量である 1500m³/h，定格吐出圧力 1.2MPa 時の軸動力を基に設定する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量が 1500m³/h，吐出圧力が 1.2MPa，その時の当該ポンプの必要軸動力は 602kW となる。

以上より，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の原動機出力は必要軸動力 602kW を上回る kW/個とする。

6. 個数

大容量送水車（熱交換器ユニット用）（原動機含む。）は，重大事故等対処設備として熱交換器ユニットに海水を送水するために必要な個数である 6, 7 号機で 2 個を 2 セット の合計 4 個並

びに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（原子炉格納設備のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（原子炉建屋放水設備）の大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6,7 号機共用）及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）の大容量送水車（海水取水用）と兼用）を保管する。

K7 ① V-1-1-5-3 R1

代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。
また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる。

また、以ては事故対応に有効な設備で置付ける。あわせて、その理由を示す。

本ページ削除

- ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）

原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を送水することから、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）と併せて使用することで最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備

同等の機能を有することの説明（準備時間）
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)	備考
代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備、系統構成
	現場運転員C, D	2	移動、電源確保
	緊急時対策要員	13 ¹⁾	系統構成 （用）、熱交換器ユニット他移動
			主配管（可搬型）等の接続 補機冷却水の供給、流量調整
		4	系統構成完了255分
		9	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 540分

本ページ削除

1 炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設
 緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。

第 1.5.33 図 代替原子炉補機冷却系 補機冷却水確保 タイムチャート

		経過時間 (時)										備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		
手順の項目	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	<div style="border: 2px solid red; padding: 5px; display: inline-block; font-weight: bold; color: red;">大容量送水車 (熱交換器ユニット用) による補機冷却水確保 300分</div>											
	又は 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保	通信連絡設備準備、系統構成											
		移動、電源確保											
	大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 他移動												
要員 (数)	中央制御室運転員 A, B	2											
	現場運転員 C, D	2											
	緊急時対策要員	8											
<div style="border: 2px solid red; padding: 10px; display: inline-block; font-weight: bold; color: red; font-size: 24px;">本ページ削除</div>													
手順の項目	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	<div style="border: 2px solid red; padding: 5px; display: inline-block; font-weight: bold; color: red;">代替原子炉補機冷却水確保 420分</div>											
	又は 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保	通信連絡設備準備、系統構成											
		移動、電源確保											
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ他移動												
要員 (数)	中央制御室運転員 A, B	2											
	現場運転員 C, D	2											
	緊急時対策要員	11											
<div style="border: 2px solid red; padding: 10px; display: inline-block; font-weight: bold; color: red; font-size: 24px;">本ページ削除</div>													
<p style="text-align: right;">ホース接続 補機冷却水の供給、流量調整 ↑</p>													

第 1.5.35 図 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる

補機冷却水確保 タイムチャート

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 6 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」

6 6 - 6 - 1 「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数・必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

(4) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

~~添付-3 同等な機能を有することの説明~~

~~(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)~~

~~(2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)~~

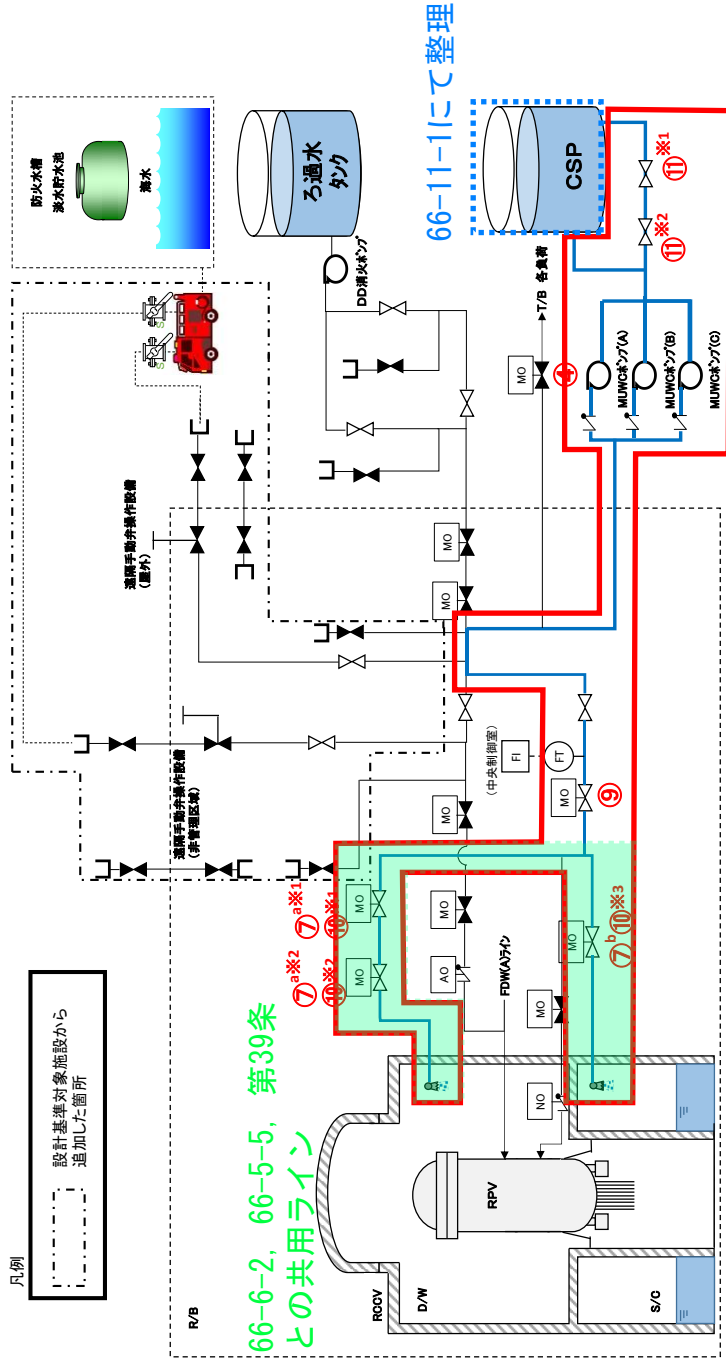
保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考													
表66-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）① (1) 運転上の制限		① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6）が該当する。 また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1） ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6） 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（手順等）」として、（1）格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる、（2）原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 ④ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）） ⑤ ②に含まれる設備 ⑥ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）について、有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失等）では、解析条件として復水移送ポンプ2台（140m ³ /h）でスプレイすることとしているため、復水移送ポンプの所要数を2台とする。（添付-2）														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目②</th> <th>運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</td> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table>				項目②	運転上の制限③	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1※2									
項目②	運転上の制限③															
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作可能であること※1※2															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備⑤</th> <th>所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">運 転 起 動 高温停止</td> <td>復水移送ポンプ※3</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table>		適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2台	復水貯蔵槽	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6		代替所内電気設備	※7
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥														
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	2台														
	復水貯蔵槽	※4														
	常設代替交流電源設備	※5														
	可搬型代替交流電源設備	※6														
	代替所内電気設備	※7														
※1：必要な弁及び配管を含む。 ※2：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイラインは、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」、「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。 ※3：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。 ※4：「66-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。 ※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。																

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項			<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1が該当。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。 確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)</p> <p>b. 動作確認 (運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)</p> <p>項目2, 3, 4が該当。</p> <p>弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室又はAM用操作箱からの遠隔操作が必要な弁として、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁及び格納容器冷却流量調節弁、並びに復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁を対象とする。 頻度は、設計基準事故対処設備のサーベランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とするが、タービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービングランドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。</p>	
項目⑦	頻度	担当		
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が□m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM		
2. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長		
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する※8。	1ヶ月に1回	当直長		
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	当直長		
※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。				

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(3) 要求される措置			<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満になった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)）</p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である格納容器スプレイ冷却系（非常用ディーゼル発電機含む）が該当する。</p> <p>A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した「消火系による格納容器スプレイ」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。また準備時間を短縮させるため、事前準備等の補完措置を実施する。なお、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、有効な手段である。 （添付-3）</p> <p>【必要容量】 消火系のディーゼル駆動消火ポンプは復水移送ポンプ（2台）と同等の流量を有する。 （添付-3）</p> <p>【準備時間】 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開始まで約2.5分であるのに対して、消火系による格納容器スプレイ開始は約30分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、2.5分以内に格納容器スプレイ開始できる体制を整える。 （添付-3）</p> <p>A2.3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備当該機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限（1N未満）であるので「3日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作不能の場合	<p>A1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2.3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p>		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>		
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※11：消火系による格納容器スプレイをいう。（時間短縮の補完措置含む）</p>				

66-6-1の範囲
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑦ ^a ※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑦ ^a ※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑦ ^b ※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)
⑨	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑪ ^{※1}	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑪ ^{※2}	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

第 1.6.7 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

9.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，想定される重大事故等時において，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ために必要なスプレイ流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。また，復水移送ポンプは，想定される重大事故等時において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する

設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、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ために必要なスプレイ流量を有するものを1セット4台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、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1台（6号及び7号炉共用）の合計17台を保管する。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

9.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

第 9.2 - 1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 5.6 - 1 表 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の主要機器仕様に記載する。

(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第 5.6 - 1 表 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の主要機器仕様

(1) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 125m ³ /h/台
全 揚 程	約 85m

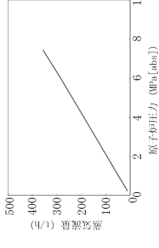
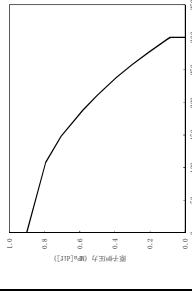
(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第 7.1.1-2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/4)

有効性評価
関連箇所を赤枠にて示す

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号		原子炉水位低 (レベル 3) (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能		再循環ポンプが、原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台、原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台がトリップ 逃がし弁機能 7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
逃がし安全弁		自動減圧機能付き逃がし安全弁の 8 個を開することによる原子炉急速減圧 〈原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気流量の関係〉 	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
低圧代替注水系 (常設)		最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御 	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 復水移送ポンプ 2 台による注水特性
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)		140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ 格納容器圧力が 0.62MPa [gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積 70% 開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器圧力逃がし装置等			格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮し, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

5. 原子炉冷却材補給設備

5.1 補給水系

5.1.1 ポンプ

名 称		<u>復水移送ポンプ</u>	
容 量	m ³ /h/個	<input type="checkbox"/> 以上(125), <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <u><input type="checkbox"/>以上</u> , <input type="checkbox"/> 以上	
揚 程	m	<input type="checkbox"/> 以上(85), <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <u><input type="checkbox"/>以上</u> , <input type="checkbox"/> 以上	
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70	
最高使用温度	℃	66, 85	
原 動 機 出 力	kW/個	55	
個 数	—	3	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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ために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等を原子炉圧力容器へ注水することで、発電用原子炉を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却できる設計とする。

K7 ① V-1-1-5-3 R1

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

1. 容量

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である m³/h/個を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

公称値については 125m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び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））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 m³/hのため、1個あたり m³/h/個以上とする。

1.2.2 代替循環冷却系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m³/h（原子炉圧力容器への注水流量が m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m³/h又は、原子炉格納容器下部への注水流量が m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m³/h）のため、1個あたり m³/h/個以上とする。

1.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び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））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m³/hのため、1個あたり m³/h/個以上とする。

1.2.4 格納容器下部注水系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約時間でm³のため、1個あたりm³/h/個以上とする。

上とする。

2. 揚程

2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の揚程は、定格運転時の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約 m
 静水頭 約 m
 機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 m

以上より、復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 85m とする。

2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低圧代替注水系 m 以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送の揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失）において残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器に復水移送ポンプ 2 個で m³/h で注水する場合の水源と移送先との圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約 m
 静水頭 約 m
 機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 m

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

K7 ① V-1-1-5-3 R1

2.2.2 代替循環冷却系 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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））において水源と移送先の圧力差（サプレッションプールと原子炉圧力容器の圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m

合計 約 m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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））において原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約 MPa の圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m

合計 約 m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

自主対策設備に関する説明
 関連箇所を赤下線にて示す

隔離弁(B)の全閉操作を実施する。

※D/W スプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉压力容器へ注水する。

⑪現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡 1 次，2 次止め弁の全開操作）を実施する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水

本ページ削除

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 25 分以内で可能である。その後、現場運転員 2 名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15 分以内で可能である。

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

(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系が故障した際、原子炉格納容器内へのスプレイできない場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

本ページ削除

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場

- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお，防火水槽を水源として利用する場合は，淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として敷設したホースを使用する場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は，防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく，海水も利用できる。

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備のうち，復水移送ポンプ，復水貯蔵槽，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁，格納容器スプレイ・ヘッド，高压炉心注水系配管・弁，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口及び燃料補給設備は重

本ページ削除

大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合には、格納容器内の圧力及び温度を低下

本ページ削除

また、
 については事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。
 あわせて、その理由を示す。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認でき

同等な機能を有することの説明（準備時間）
 関連箇所を赤字にて示す

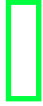
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考				
		10	20	30	40	50	60	70		80			
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による 原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A, B 2	通信連絡設備準備、電源確認											
		ハイパス流防止処置、ポンプ起動 系統構成											
	現場運転員 C, D 2	スプレイ開始											
		移動、CSS水源確保											

25分 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による
 原子炉格納容器内へのスプレイ

本ページ削除

第 1.6.8 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

事前準備により時間短縮



手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80				
消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A, B												
	現場運転員 C, D												
	5号炉運転員												

30分 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

通信連絡設備準備, 電源確保確認
 ハイパス 流防止処置, 系統構成
 スプレイ開始

本ページ削除

第 1.6.10 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 6 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」

6 6 - 6 - 2 「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

~~(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)~~

(1-2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																		
66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）① (1) 運転上の制限 <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目②</th> <th>運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</td> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備⑤</th> <th>所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運 転 起 動 高温停止</td> <td>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動弁操作設備を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）のスプレイラインは、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」、「66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p>		項目②	運転上の制限③	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	運 転 起 動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3	燃料補給設備	※4	常設代替交流電源設備	※5	可搬型代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1.6） 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（手順等）」として、（1）格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる、（2）原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>④ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等時において、格納容器スプレイ時に使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。 【必要容量】 炉心損傷防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗」において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m³/hであることから、80m³/h以上とする。</p>	
項目②	運転上の制限③																				
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること※1※2																				
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥																			
運 転 起 動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3																			
	燃料補給設備	※4																			
	常設代替交流電源設備	※5																			
	可搬型代替交流電源設備	※6																			
	代替所内電気設備	※7																			

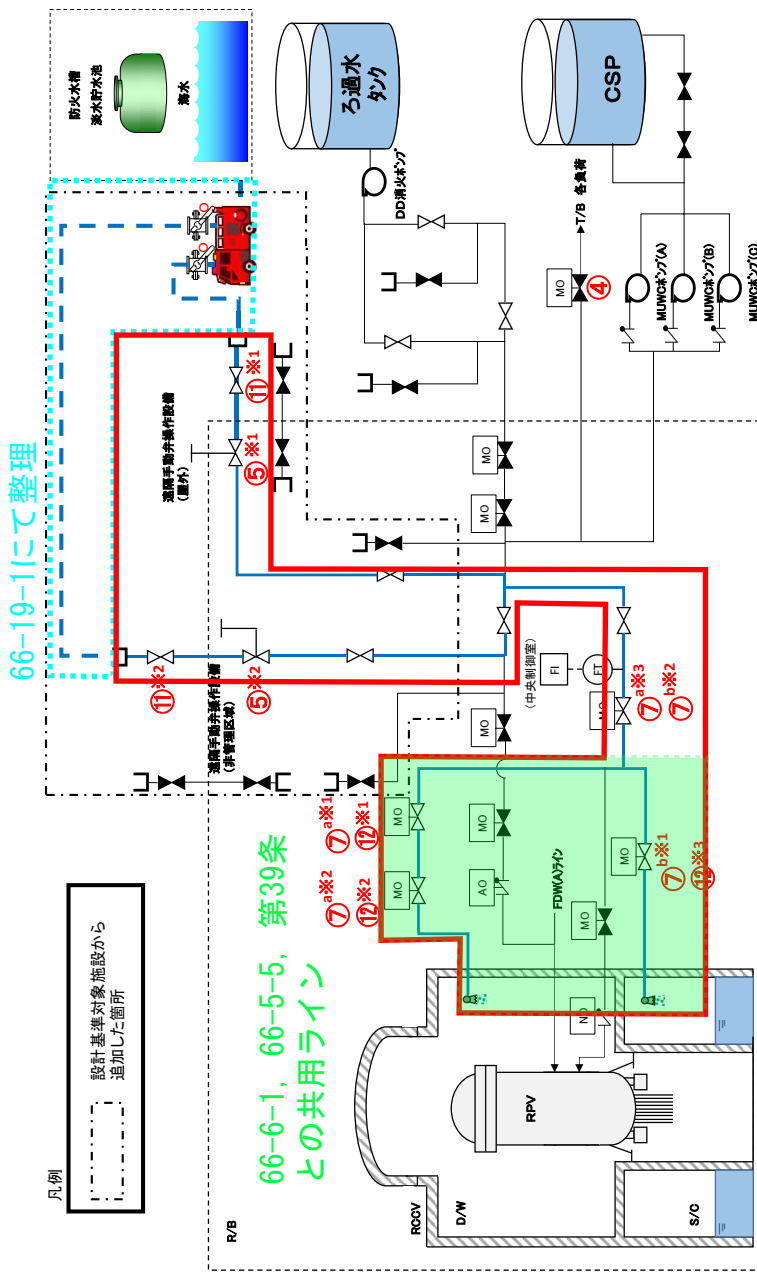
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考															
(2) 確認事項 <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(項目なし)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>			項目	頻度	担当	(項目なし)	—	—	また、上記同様の有効性評価解析において原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が40m ³ /h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が80m ³ /hであることから120m ³ /h以上とする。 【吐出圧力】 必要吐出圧力が最大となる復水補給水系接続口（北）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、0.71MPa以上とする。 また、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は、必要吐出圧力が最大となる復水補給水系接続口（北）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に1.63MPa以上とする。	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更									
項目	頻度	担当																	
(項目なし)	—	—																	
(3) 要求される措置 <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑦</th> <th>要求される措置⑧</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合</td> <td> A-1-1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A-1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 </td> <td>速やかに 3日間 30日間</td> </tr> <tr> <td> A-2-1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 及び A-2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。 </td> <td>速やかに 3日間 10日間</td> </tr> <tr> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> <tr> <td colspan="2">※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2"> 【必要容量】 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は「 m³/h」以上のスプレイ流量を有する。 【準備時間】 ・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は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付-2） </td> </tr> </tbody> </table>			条件⑦	要求される措置⑧	完了時間	A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	A-1-1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A-1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 30日間	A-2-1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 及び A-2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間	※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。		※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。		【必要容量】 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は「 m ³ /h」以上のスプレイ流量を有する。 【準備時間】 ・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は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付-2）		⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、2N要求設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が1N未満となった場合又は当該システムに期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む）ができない場合（条件A）は、当該システムの機能を満足できないことから条件として記載する。 ⑧ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3（2）、（3）） A-1-1.、A-2-1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”格納容器スプレイ冷却系（非常用ディーゼル発電機含む）が該当する。 A-1-2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は技術的能力で整理した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び常設代替交流電源設備が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。 A-1-3. 当該システムを復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。 A-2-2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可
条件⑦	要求される措置⑧	完了時間																	
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	A-1-1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。 及び A-1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 30日間																	
	A-2-1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 及び A-2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間																	
	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、低温停止にする。	24時間 36時間																	
	※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。																		
	※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。																		
	【必要容量】 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は「 m ³ /h」以上のスプレイ流量を有する。 【準備時間】 ・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は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付-2）																		

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
<p>※10：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。</p> <p>※11：消火系による格納容器スプレイをいう。</p>	<p>能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類1）」技術的能力で整理した「消火系による格納容器スプレイ」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系はいずれも代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）よりも短時間で準備できることから時間短縮の補完措置は不要。（添付＝2）</p> <p>A 2. 3. 当該システムを復旧する。完了時間は当該機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【必要容量】</p> <ul style="list-style-type: none">代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は「<input type="text"/> m³/h」以上のスプレイ流量を有する。消火系のディーゼル駆動消火ポンプは可搬型代替注水ポンプ（A＝2級）と同等の流量を有する。（添付＝2） <p>【準備時間】</p> <ul style="list-style-type: none">代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器スプレイは、いずれも代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付＝2）	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレーする。

66-6-2の範囲
赤枠にて示す



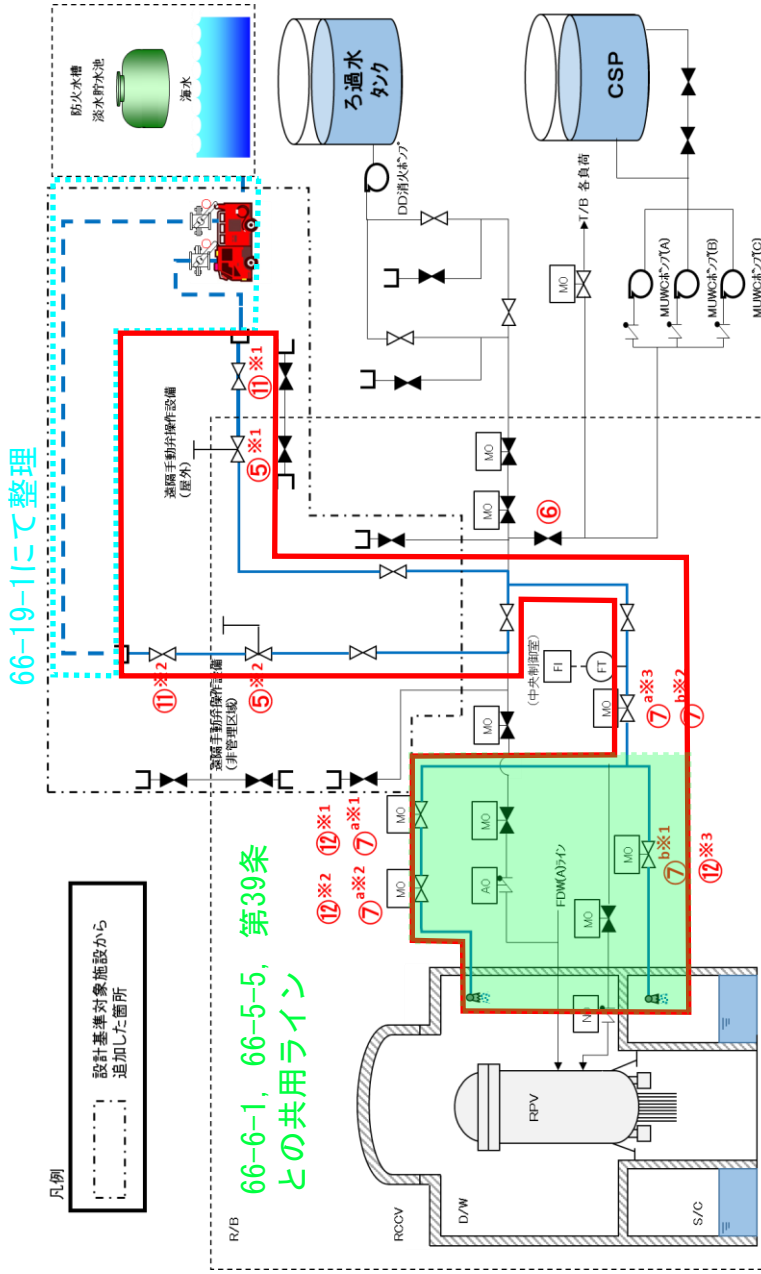
操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑦※1⑩※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑦※2⑩※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑦※3⑩※3	残留熱除去系S/PSスプレー注入隔離弁(B)
⑦※3⑦※2	残留熱除去系洗浄弁(B)
⑩※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑩※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

第 1.6.11 図 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内への

スプレー（淡水/海水） 概要図（交流電源が確保されている場合）

2ラインのうち、片側1ライン
を使用してスプレイする。

66-6-2の範囲
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑥	復水補給水系原子炉建屋復水管理計バイパス弁
⑦※1⑩※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)
⑦※1⑩※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
⑦※1⑩※3	残留熱除去系洗浄弁(B)
⑦※1⑩※3	残留熱除去系S/PSスプレイ注入隔離弁(B)
⑪※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), 2(B)
⑪※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), 2(A)

第 1.6.14 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） 概要図（全交流動力電源が喪失している場合）

自主対策設備に関する説明
関連箇所を赤下線にて示す

隔離弁(B)の全閉操作を実施する。

※D/W スプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉压力容器へ注水する。

⑪現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプの水源確保として、復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡 1 次，2 次止め弁の全開操作）を実施する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復

本ページ削除

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 25 分以内で可能である。その後、現場運転員 2 名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15 分以内で可能である。

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

(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が故障した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイできない場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場

本ページ削除

- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお，防火水槽を水源として利用する場合は，淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合は，防火水槽と淡水貯水池の間にあらかじめ敷設したホースを使用するが，防火水槽から淡水貯水池へは可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は，防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく，海水も利用できる。

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替格納容器スプレイで使用する設備のうち，復水移送ポンプ，復水貯蔵槽，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁，格納容器スプレイ・ヘッド，高圧炉心注水系配管・弁，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口及び燃料補給設備は重

本ページ削除

大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

また、**本ページ削除**については事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認でき

同等な機能を有することの説明（準備時間）
関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による 原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A, B 2	25分 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 原子炉格納容器内へのスプレイ											
		通信連絡準備、電源確認											
		ハイパス流防止処置、ポンプ起動											
		系統構成											
				スプレイ開始									
	現場運転員 C, D 2								移動、CSP水源確保				

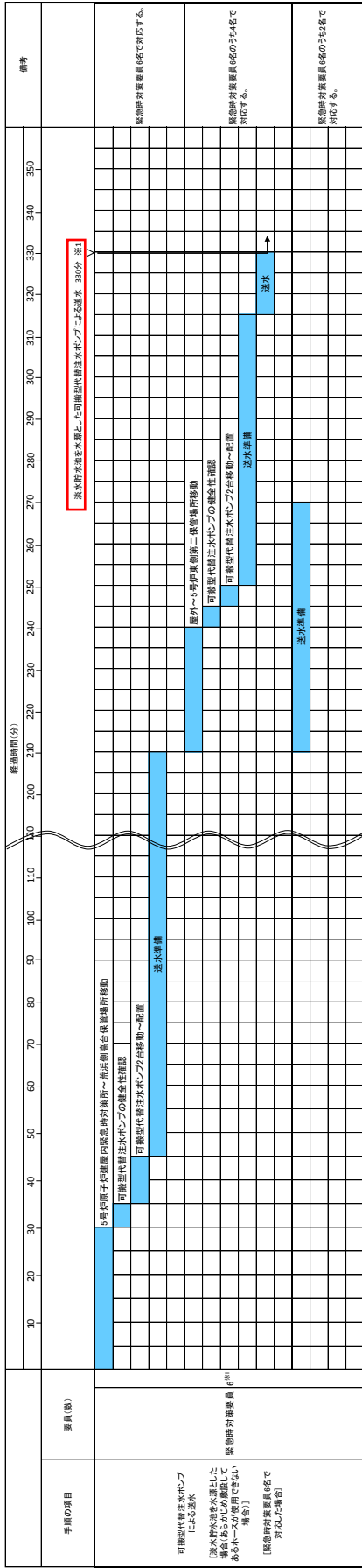
第 1.6.8 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80		
消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A, B										
	現場運転員 C, D										
	5号炉運転員										

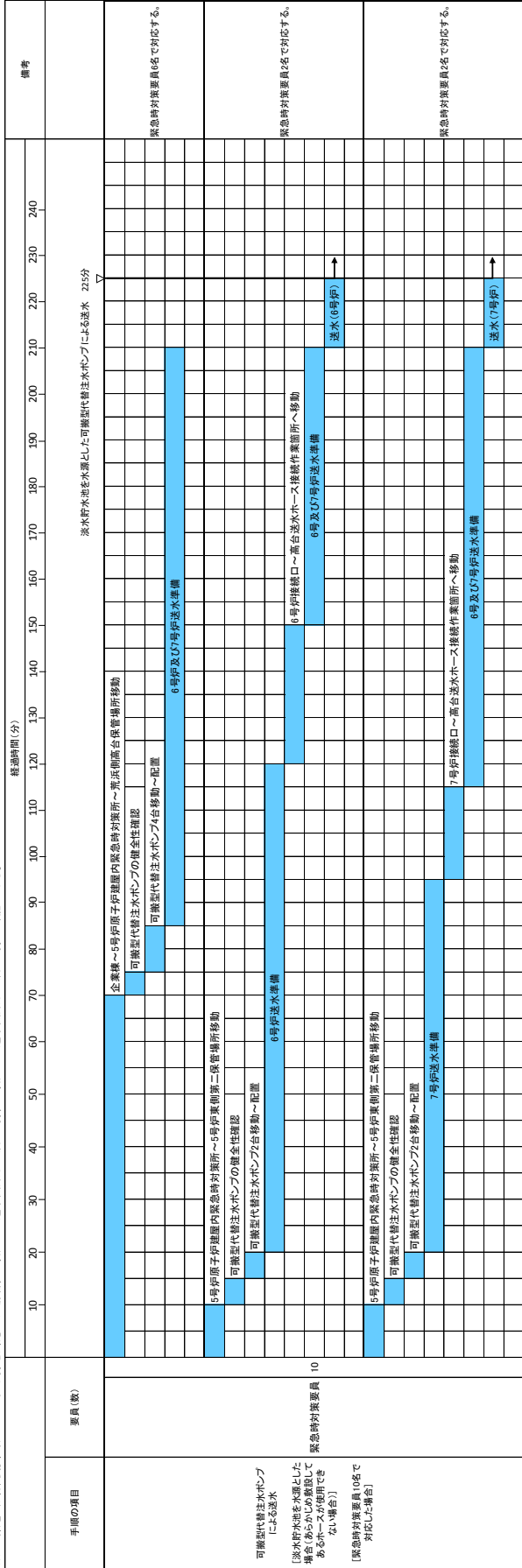
30分 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

本ページ削除

第 1.6.10 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約350分、7号炉への送水開始まで約345分で可能である。



第 1.6.13 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）
（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2/2）

保安規定第 66 条

表 66-7 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」

66-7-1 「格納容器下部注水系（常設）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する SA 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

(4) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

添付-3 同等な機能を有することの説明

~~(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)~~

(1-2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																		
表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 66-7-1 格納容器下部注水系（常設） ① (1) 運転上の制限 <table border="1" data-bbox="246 493 1323 632"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器下部注水系（常設）</td> <td>格納容器下部注水系（常設）が動作可能であること※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="246 678 1323 1056"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運 転 起 動 高温停止</td> <td>復水移送ポンプ※3</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table>		項目 ②	運転上の制限 ③	格納容器下部注水系（常設）	格納容器下部注水系（常設）が動作可能であること※1※2	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	1台	復水貯蔵槽	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1. 8）が該当する。 また、技術的能力審査基準1. 13の手順で使用する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1） ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、格納容器下部注水系（常設）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1. 8） 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・技術的能力審査基準1. 13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 ④ 格納容器下部注水系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ⑤ ②に含まれる設備 ⑥ 格納容器下部注水系（常設）について、有効性評価（格納容器雰囲気直接加熱）では、解析条件として復水移送ポンプ1台（90 m ³ /h）で格納容器下部の事前水張りすることとしているため、復水移送ポンプの所要数を1台とする。（添付-2）	
項目 ②	運転上の制限 ③																				
格納容器下部注水系（常設）	格納容器下部注水系（常設）が動作可能であること※1※2																				
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数 ⑥																			
運 転 起 動 高温停止	復水移送ポンプ※3	1台																			
	復水貯蔵槽	※4																			
	可搬型代替交流電源設備	※5																			
	常設代替交流電源設備	※6																			
	代替所内電気設備	※7																			
※1：必要な弁及び配管を含む。 ※2：格納容器下部注水系（常設）の注水ラインは、「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」、「66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）」及び「66-5-5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。 ※3：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」及び「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。 ※4：「66-11-1 重大事故等収束のための水源」において運転上の制限等を定める。 ※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。 ※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。																					

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

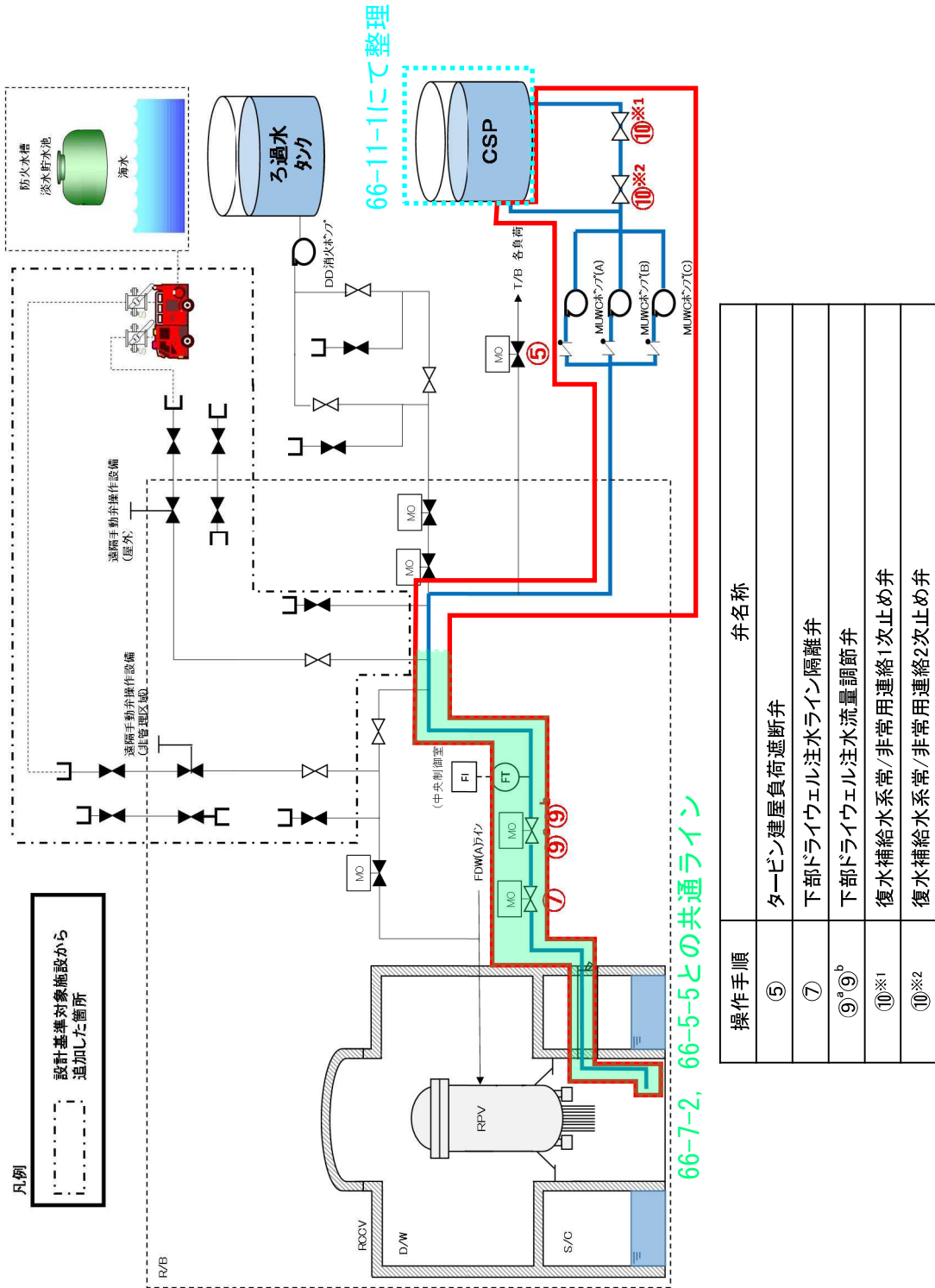
保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項			<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。) 項目1が該当。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。 確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2, 3, 4が該当。</p> <p>弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁、下部ドライウエル流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁を対象とする。 頻度は、設計基準事故対処設備のサーバランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。</p> <p>上記対象弁の動作確認は以下の理由からプラント停止中に行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋負荷遮断弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービングランドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。 下部ドライウエル流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁については、当該弁間に溜まった水をブローするラインが無いため、下部ドライウエルに仮設の排水ポンプを準備したうえで下部ドライウエル注水ライン隔離弁の開操作を行う必要があることから、プラント停止中に動作確認を行う。 	
項目⑦	頻度	担当		
1. 復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□m ³ /h以上であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM		
2. 復水補給水系における下部ドライウエル注水流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長		
3. 復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長		
4. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する※ ⁸ 。	1ヶ月に1回	当直長		
※8: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。				

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(3) 要求される措置			<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 格納容器下部注水系（常設）は、1N要求設備であるため、動作可能な系列数が1N未満になった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)</p> <p>A1-1, A2-1 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。格納容器下部注水系（常設）は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。そのため、その目的に応じて対応する設計基準事故対処設備の完了時間を参考として設定する。格納容器下部注水系（常設）に期待する機能は、「炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する」ことである。低圧注水系の機能が健全であれば、炉心の著しい損傷への進展を防止できる。従って、対応する設計基準事故対処設備としては、炉心の冷却に寄与する低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む）を設定する。</p> <p>A1-2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した格納容器下部注水系（可搬型）が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>【必要容量】 格納容器下部注水系（可搬型）は、格納容器下部注水系（常設）と同様に、 □ m³/h 以上の注水流量を有する。</p> <p>【準備時間】 格納容器下部注水系（常設）の準備時間が約35分に対して、格納容器下部注水系（可搬型）の準備時間は約330分要することから、事前準備等による時間短縮の補完措置を行い、35分以内に注水開始可能な体制を整える。（添付-3）</p> <p>A1-3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>A2-2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した消火系による格納容器下部注水が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	<p>A1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※12が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>		
<p>※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※10：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※11：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該システムに要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。</p> <p>※12：消火系による格納容器下部注水をいう。</p>				

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>【必要容量】 消火系のディーゼル駆動消火ポンプは復水移送ポンプ（1台）と同等の流量を有する。（添付＝3）</p> <p>【準備時間】 消火系による格納容器下部注水は、格納容器下部注水系（常設）よりも準備時間が短いことから、時間短縮の補完措置は不要。（添付＝3）</p> <p>A 2. 3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>

66-7-1の範囲
赤枠にて示す



第 1.8.3 図 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図

に示す。

格納容器下部注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

コリウムシールドは、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールドは、下部にスリットを設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの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検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。また、復水移送ポンプは、想定される重大事

故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため、各システムの必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて、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 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心が、ドライウェル高電導度廃液サンプル及びドライウェル低電導度廃液サンプルへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。

9.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また、格納容器下部注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

第 9.4 - 1 表 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の主要
機器仕様

(1) 格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 5.6 - 1 表 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の主要機器仕様に記載する。

(2) 格納容器下部注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕
様に記載する。

(3) コリウムシールド

材 質	ジルコニア	
高 さ	6 号炉	約 0.85m
	7 号炉	約 0.65m
厚 さ	約 0.13m	

(4) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 5.6 - 1 表 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の主要機器仕様に記載する。

(5) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕
様に記載する。

第 5.6 - 1 表 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の主要機器仕様

(1) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台 数	2 (予備 1)
容 量	約 125m ³ /h/台
全 揚 程	約 85m

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

5. 原子炉冷却材補給設備

5.1 補給水系

5.1.1 ポンプ

名 称		<u>復水移送ポンプ</u>	
容 量	m ³ /h/個	<input type="checkbox"/> 以上(125), <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <u><input type="checkbox"/>以上</u>	
揚 程	m	<input type="checkbox"/> 以上(85), <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <input type="checkbox"/> 以上, <u><input type="checkbox"/>以上</u>	
最高使用圧力	MPa	1.37, 1.70	
最高使用温度	℃	66, 85	
原 動 機 出 力	kW/個	55	
個 数	—	3	

【設 定 根 拠】

(概要)

・設計基準対象施設

復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵槽に貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても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ために設置する。

系統構成は、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、復水等を原子炉圧力容器へ注水することで、発電用原子炉を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした復水移送ポンプにより残留熱除去系等を経由して、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで発電用原子炉を冷却できる設計とする。

K7 ① V-1-1-5-3 R1

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び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））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 m³/hのため、1個あたり m³/h/個以上とする。

1.2.2 代替循環冷却系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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）、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m³/h（原子炉圧力容器への注水流量が m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m³/h又は、原子炉格納容器下部への注水流量が m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が m³/h）のため、1個あたり m³/h/個以上とする。

1.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA時注水機能喪失）及び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））において、有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で m³/hのため、1個あたり m³/h/個以上とする。

1.2.4 格納容器下部注水系使用時の容量 m³/h/個以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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）において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約時間でm³のため、1個あたりm³/h/個以上

上とする。

2. 揚程

2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の揚程は、定格運転時の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約 m
 静水頭 約 m
 機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 m

以上より、復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 85m とする。

2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低圧代替注水系 m 以上

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送の揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失）において残留熱除去系(B)配管から原子炉圧力容器に復水移送ポンプ 2 個で m³/h で注水する場合の水源と移送先との圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差 約 m
 静水頭 約 m
 機器及び配管・弁類圧損 約 m

合計 約 m

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

2.2.4 格納容器下部注水系 m 以上

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち、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）において格納容器下部に注水する場合の水源と移送先の圧力差（大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力約 MPa との圧力差）、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> m

合計	約 <input type="text"/> m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は m 以上とする。

3. 最高使用圧力

3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 MPa となり、静水頭約 MPa との合計が MPa となることから、これを上回る圧力として 1.37MPa とする。

3.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の圧力は、代替循環冷却系で使用する場合の圧力を基に設定しており、ポンプ締切運転時の揚程約 MPa、静水頭約 MPa 及び原子炉格納容器圧力 MPa の合計である約 MPa を上回る 1.70MPa とする。

4. 最高使用温度

4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として復水移送ポンプを使用する場合の最高使用温度は、復水貯蔵槽の最高使用温度と同じ 66℃ とする。

4.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合の温度は、水源が原子炉格納容器内にあることから、代替循環冷却系運転時の原子炉格納容器の重大事故等時における使用温度を基に設定する。

K7 ① V-1-1-5-3 R1

有効性評価
関連箇所を赤枠にて示す

第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損前：70m ³ /hにて原子炉格納容器へスプレイ	格納容器温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	原子炉圧力容器破損後：130m ³ /h以上で原子炉格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
格納容器下部注水系（常設）	事前水張り時：90m ³ /hで注水	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定
代替循環冷却系	原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水 総循環流量：190m ³ /h 格納容器スプレイ：約 140m ³ /h 原子炉格納容器下部：約 50m ³ /h	熔融炉心冷却が継続可能な流量として設定
コリウムシールド	コリウムシールドの設置により、落下した熔融炉心はドラワイウエルサンプルへ流入しない	コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができる。

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

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型等の機能（流量）を消火系による消火が完了していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として有効である。

本ページ削除

・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

同等な機能を有することの説明（準備時間）
 関連箇所を赤枠にて示す

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	155	0	10	20	RPV破損確認		20	
格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	中央制御室運転員 A, B 2	原子炉格納容器下部への注水(初期水張り) ▽ 35分												※1 90m ³ /hにて120分注水 ※2 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間。
		通信運送設備準備、電源確認 ハイパス流防止処置、ポンプ起動 系統構築 注水(初期水張り)※1 必要注水量到達後注水停止 RPV破損後の注水(注水継続)												
	移動、CSP水源確保													
	移動、電源確保													
	移動、電源確保													
	移動、電源確保													

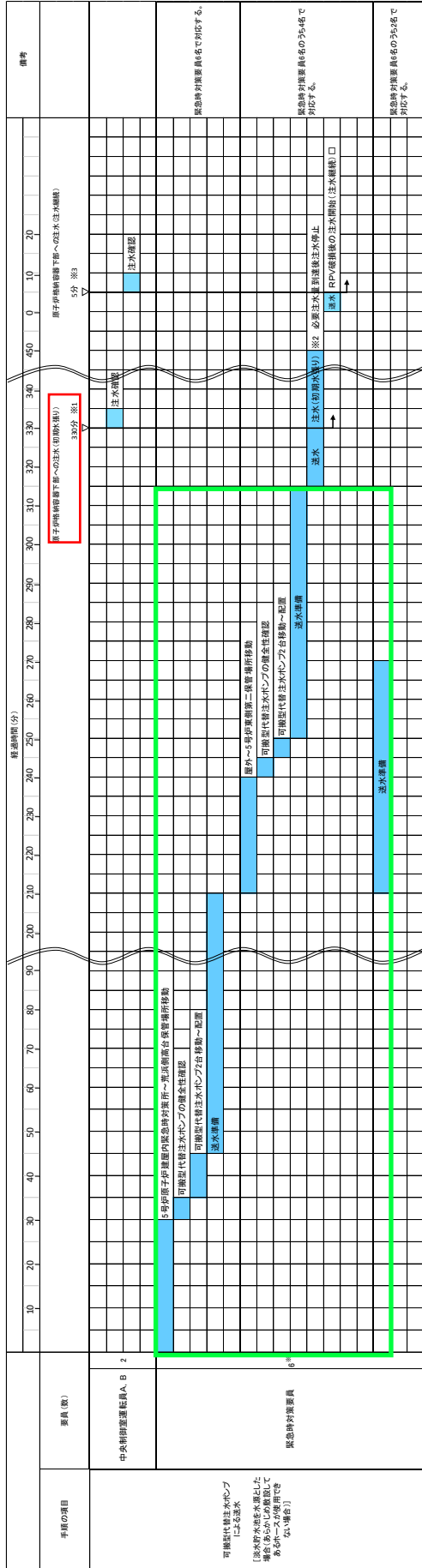
第 1.8.4 図 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90				
格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)	中央制御室運転員 A, B 2	系統構成完了 35分												
		通信連絡設備準備, 電源確保												
	バイパス流防止措置, 系統構成													
	移動, 電源確保													
	現場運転員 C, D 2	移動, 遠隔手動弁操作設備による系統構成(非管理区域)												

第 1.8.6 図 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)

(系統構成) タイムチャート

事前準備により時間短縮



※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約345分で可能である。

※2 緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合は、6号炉及び7号炉への送水開始まで約25分で可能である。

※3 R P V稼働が確認されてから注水開始までの時間。

第 1.8.7 図 格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)
(可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (3/3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	150	0	10	20		
消火系による原子炉格納容器下部への注水		原子炉格納容器下部への注水(初期水張り) ∇ 30分										※1 90m ³ /hにて120分注水 ※2 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間。
		通信線設備準備、電源確認										
	中央制御室運転員A、B	ハイパス流防止措置、系統構成										
	2	注水(初期水張り)※1										
		必要注水量到達後注水停止										
		RPV破損後の注水開始注水継続										
		移動、電源確保										
		消火ポンプ起動										
	2											

本ページ削除

第 1.8.9 図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 7 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」

6 6 - 7 - 2 「格納容器下部注水系（可搬型）」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 同等な機能を有することの説明

~~(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)~~

(1-2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

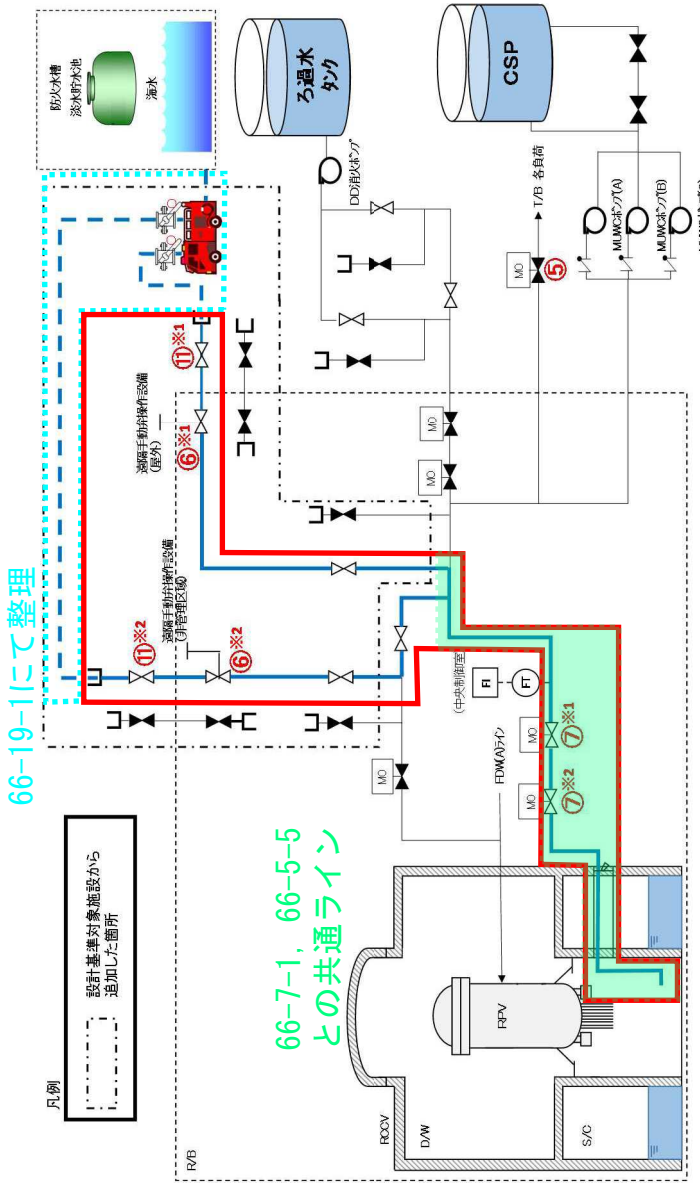
保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																								
66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型） ① (1) 運転上の制限 <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器下部注水系（可搬型）</td> <td>格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること ※1※2</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態 ④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">運 転 起 動 高温停止</td> <td>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</td> <td>※3</td> </tr> <tr> <td>燃料補給設備</td> <td>※4</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※5</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※6</td> </tr> <tr> <td>代替所内電気設備</td> <td>※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：動作可能とは、当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口及び遠隔手動弁操作設備を含む）ができることをいう。</p> <p>※2：格納容器下部注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-7-1 格納容器下部注水系（常設）」、「66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条文の運転上の制限も確認する。</p> <p>※3：「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※5：「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。</p> (2) 確認事項 <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(項目なし)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		項目 ②	運転上の制限 ③	格納容器下部注水系（可搬型）	格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること ※1※2	適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運 転 起 動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3	燃料補給設備	※4	可搬型代替交流電源設備	※5	常設代替交流電源設備	※6	代替所内電気設備	※7	項目	頻度	担当	(項目なし)	—	—	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8）が該当する。また、技術的能力審査基準1.13の手順で使用する</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（1.8） 「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・技術的能力審査基準1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。 <p>④ 格納容器下部注水系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として、要求される措置を記載する。</p> <p><参考>可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）」に記載する。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等時において、原子炉格納容器下部注水時に使用する場合の容量及び吐出圧力を以下に示す。</p> <p>【必要容量】 格納容器破損防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において有効性が確認されている格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量が90m³/hであることから、90m³/h以上とする。</p>	
項目 ②	運転上の制限 ③																										
格納容器下部注水系（可搬型）	格納容器下部注水系（可搬型）が動作可能であること ※1※2																										
適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥																									
運 転 起 動 高温停止	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	※3																									
	燃料補給設備	※4																									
	可搬型代替交流電源設備	※5																									
	常設代替交流電源設備	※6																									
	代替所内電気設備	※7																									
項目	頻度	担当																									
(項目なし)	—	—																									

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考																																		
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件 ⑦</th> <th>要求される措置 ⑧</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合</td> <td>A-1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※8}とともに、その他設備^{※9}が動作可能であることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※10}が動作可能であることを確認する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A-1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>30日間</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>A-2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※8}とともに、その他設備^{※9}が動作可能であることを確認する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※11}が動作可能であることを確認する。</td> <td>3日間</td> </tr> <tr> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td>A-2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</td> <td>10日間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>B1. 当直長は、高温停止にする。</td> <td>24時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>及び</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>B2. 当直長は、冷温停止にする。</td> <td>36時間</td> </tr> </tbody> </table>			条件 ⑦	要求される措置 ⑧	完了時間	A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A-1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※8} とともに、その他設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。	速やかに	及び		A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。	3日間	及び		A-1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A-2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※8}とともに、その他設備^{※9}が動作可能であることを確認する。	速やかに	及び		A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※11}が動作可能であることを確認する。	3日間	及び		A-2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間		B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間		及び			B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	<p>【吐出圧力】 必要吐出圧力が最大となる6号機復水補給水系可搬式接続口（東）を使用する場合の最終吐出端必要圧力、静水頭、ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は、1.67MPa以上とする。</p> <p>⑦ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、2N要求設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が1N未満となった場合又は当該システムに期待されている機能を達成するためのシステム構成（接続口を含む）ができない場合（条件A）は、当該システムの機能を満足できないことから条件として記載する。</p> <p>⑧ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3（2）、（3））</p> <p>A-1-1.、A-2-1.重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、格納容器下部注水系（可搬型）は重大事故等緩和設備のため、ももとの設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、格納容器下部注水系（可搬型）に期待する機能である「原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する」ことの前段階である炉心損傷防止の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A-1-2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力で整理した格納容器下部注水系（常設）が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>【必要容量】 ・格納容器下部注水系（常設）は、格納容器下部注水系（可搬型）と同様に、 「<input type="text"/>m³/h」以上の注水流量を有する。</p> <p>【準備時間】 ・格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水は、格納容器下部注水系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。 （添付-2）</p> <p>A-1-3. 当該システムを復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>A-2-2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した「消火系による格納容器下部注水」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
条件 ⑦	要求される措置 ⑧	完了時間																																				
A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A-1-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※8} とともに、その他設備 ^{※9} が動作可能であることを確認する。	速やかに																																				
	及び																																					
	A-1-2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。	3日間																																				
	及び																																					
	A-1-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間																																				
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	A-2-1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する^{※8}とともに、その他設備^{※9}が動作可能であることを確認する。	速やかに																																				
	及び																																					
	A-2-2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※11}が動作可能であることを確認する。	3日間																																				
	及び																																					
	A-2-3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	10日間																																				
	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間																																				
	及び																																					
	B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間																																				
<p>※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：格納容器下部注水系（常設）をいう。 ※11：消火系による格納容器下部注水をいう。</p>																																						

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>A 2. 3. 当該システムを復旧する。完了時間は当該機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【必要容量】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部注水系（常設）は、格納容器下部注水系（可搬型）と同様に、 「 m³/h」以上の注水流量を有する。 ・消火系のディーゼル駆動消火ポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の流量を有する。（添付＝2） <p>【準備時間】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部注水系（常設）及び消火系による格納容器下部注水は、いずれも格納容器下部注水系（可搬型）よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。（添付＝2） 	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>

66-7-2の範囲
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑥※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑦※1	下部ドライウェル注水流量調節弁
⑦※2	下部ドライウェル注水ライン隔離弁
⑪※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑪※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

第 1.8.5 図 格納器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水/海水） 概要図

自主対策設備に関する説明
 関連箇所を赤枠にて示す

備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心

本ページ削除

また、以上は事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

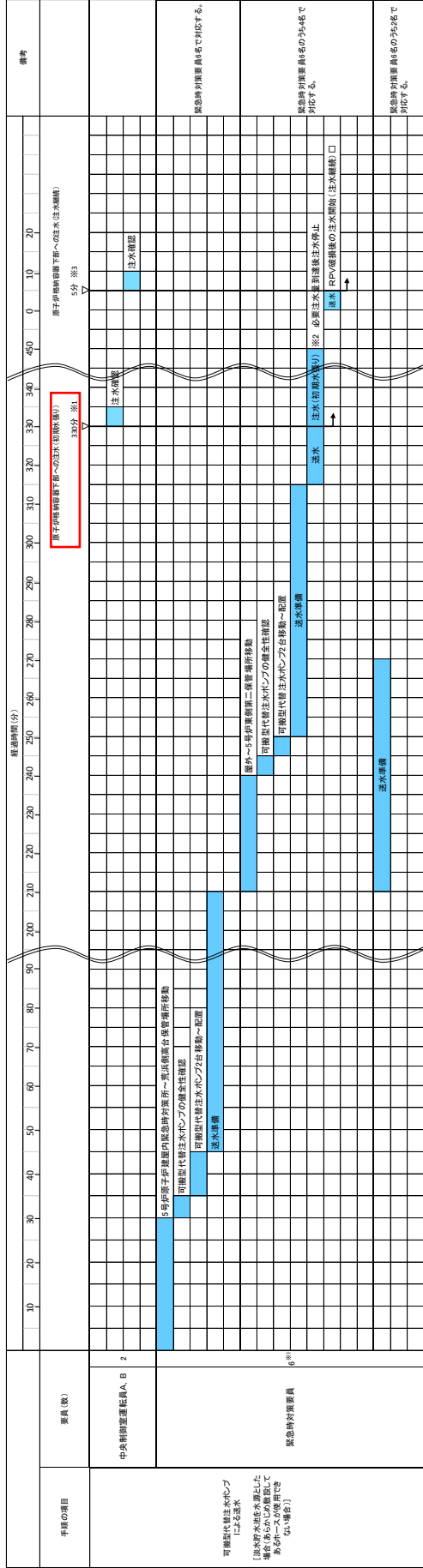
- ・制御棒駆動系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却

同等な機能を有することの説明（準備時間）
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	155	0	10	20		
格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	中央制御室運転員 A, B 2	原子炉格納容器下部への注水(注水継続) ∇ 5分 ※2										※1 90m ³ /hにて120分注水 ※2 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間。
		通信運送設備準備、電源確認										
		ハイパス流防止装置、ポンプ起動										
		系統構築										
		注水(初期水張り)※1										
		必要注水量到達後注水停止										
現場運転員 C, D 2	RPV破損後の注水(注水継続)											
	移動、CSP水源確保											
	移動、電源確保											
現場運転員 E, F 2												

第 1.8.4 図 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約39分、7号炉への送水開始まで約345分が可能である。
 緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合は、6号炉及び7号炉への送水開始まで約25分が可能である。
 ※2 90m³/hにて120分注水。
 ※3 R P V液損が確認されてから注水開始までの時間。

第 1.8.7 図 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水/海水）
 （可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（3/3）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)				備考
		0-10	10-20	20-30	30-150	
消火系による原子炉格納容器下部への注水		原子炉格納容器下部への注水(初期水張り) ∇ 30分 原子炉格納容器下部への注水(注水継続) ∇ 5分 ※2				※1 90m ³ /hにて120分注水 ※2 RPV破損が確認されたから注水開始までの時間。
	中央制御室運転員A, B, 2	通信機設備準備, 電源確認	ハイパス流防止措置, 系統構成	注水(初期水張り)※1	必要注水量到達後注水停止	
	現場運転員C, D, 2	移動, 電源確保			RPV破損後の注水開始注水継続	
	5号炉運転員, 2	消火ポンプ起動				

本ページ削除

第 1.8.9 図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

保安規定第 66 条

表 66-8 「水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備」

66-8-1 「静的触媒式水素再結合器」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する SA 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付 8 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付 8 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付 8 (設備仕様)

~~添付-3 同等な機能を有することの説明~~

~~-(1) 設置変更許可申請書 添付 8 追補 1 (自主対策設備に関する説明)-~~

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																						
<p>表66-8 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</p> <p>66-8-1 静的触媒式水素再結合器 ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="240 493 1308 634"> <thead> <tr> <th data-bbox="240 493 566 541">項目 ②</th> <th data-bbox="566 493 1308 541">運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="240 541 566 634">静的触媒式水素再結合器</td> <td data-bbox="566 541 1308 634">静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="240 674 1308 957"> <thead> <tr> <th data-bbox="240 674 566 753">適用される原子炉の状態 ④</th> <th data-bbox="566 674 1095 753">設備 ⑤</th> <th data-bbox="1095 674 1308 753">所要数 ⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="240 753 566 856">運転 起 動 高温停止</td> <td data-bbox="566 753 1095 856">静的触媒式水素再結合器</td> <td data-bbox="1095 753 1308 856">56個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="240 856 566 957">冷温停止 燃料交換^{※1}</td> <td data-bbox="566 856 1095 957">静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> <td data-bbox="1095 856 1308 957">※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※2：「66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="240 1381 1308 1703"> <thead> <tr> <th data-bbox="240 1381 869 1430">項目 ⑦</th> <th data-bbox="869 1381 1095 1430">頻 度</th> <th data-bbox="1095 1381 1308 1430">担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="240 1430 869 1539">1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="869 1430 1095 1539">定事検停止時</td> <td data-bbox="1095 1430 1308 1539">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="240 1539 869 1703">2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換^{※3}において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。</td> <td data-bbox="869 1539 1095 1703">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1095 1539 1308 1703">当直長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>	項目 ②	運転上の制限 ③	静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること	適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥	運転 起 動 高温停止	静的触媒式水素再結合器	56個	冷温停止 燃料交換 ^{※1}	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2	項目 ⑦	頻 度	担 当	1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 ^{※3} において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1.10）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう、常設重大事故等対処設備である静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1.10） 「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設ける（手順を定める）こと。</p> <p>④ 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、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であり、原子炉内に燃料を装荷している期間及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位が維持可能であるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器からの水素ガス漏えい量を想定し、56個設置されている。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1が該当。 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の定事検停止時の確認事項は、触媒カートリッジの機能確認を行い水素処理能力を確認する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2が該当。</p> <p>「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回、外観点検にて動作可能であることを確認する。</p>	
項目 ②	運転上の制限 ③																							
静的触媒式水素再結合器	静的触媒式水素再結合器の所要数が動作可能であること																							
適用される原子炉の状態 ④	設備 ⑤	所要数 ⑥																						
運転 起 動 高温停止	静的触媒式水素再結合器	56個																						
冷温停止 燃料交換 ^{※1}	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2																						
項目 ⑦	頻 度	担 当																						
1. 静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉GM																						
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 ^{※3} において、所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	当直長																						

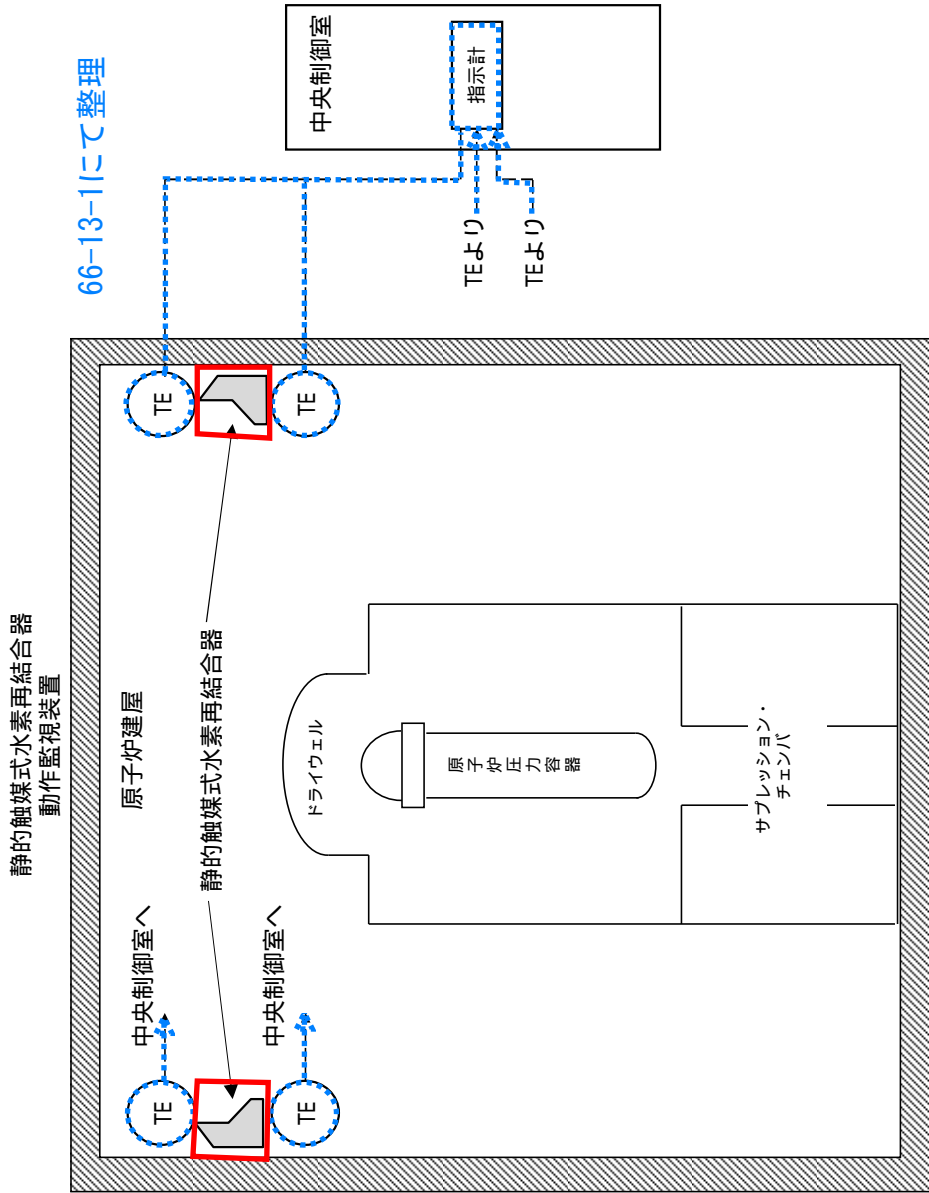
保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 要求される措置				<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、1N要求設備であるため、動作可能な個数が所要数未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認することが基本的な考え方であるが、静的触媒式水素再結合器は重大事故等緩和設備のため、もともとの設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、静的触媒式水素再結合器に期待する機能である「炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する」ことの前段階である炉心損傷防止の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし、具体的には低圧注水系が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備(原子炉建屋トップベント)が動作可能であることを確認する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する観点から、原子炉建屋トップベントを開放し、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止できるため、静的触媒式水素再結合器の機能を代替できる。(添付-3)</p> <p>A2-3. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、対応する設計基準事故対処設備当該機能を補完する自主対策設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3+0日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の規定とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	<p>A1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する^{*4}とともに、その他設備^{*5}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{*6}が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2-3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3+0日間</p>		
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、冷温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>		

保安規定 第 6 6 条 条文				記載の説明	備考
適用される 原子炉 の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	<p>【冷温停止及び燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合）】</p> <p>A 1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2. 【運転、起動及び高温停止】における A 1. と同様の考え方で、炉心損傷防止の観点から、保安規定第 4 0 条（非常用炉心冷却系その 2）で要求される非常用炉心冷却系が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A 3. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A 3-4. 原子炉内から全燃料が取出された場合も考慮し、使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行い使用済燃料プールに異常がないことを確認する。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
冷温停止 燃料交換※6-7	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	<p>A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A 2. 当直長は、第 4 0 条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※4 とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する※7-8。</p> <p>及び</p> <p>A 3. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※6が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A 3-4. 当直長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であること及び水温が 6 5℃以下であることを確認する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>		
<p>※ 4 : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。</p> <p>※ 5 : 残りの低圧注水系 1 系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※ 6 : 原子炉建屋トップベントをいう。</p> <p>※ 6-7 : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p> <p>※ 7-8 : 「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p>					

66-8-1の範囲
赤枠にて示す

凡例

---	信号系
TE	温度換出器



第9.6-2図 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系統概要図
(静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制)

に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

9.6.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、他の設備と電氣的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は、想定される重大事故等時において、有効燃

料部の被覆管がジルコニウム - 水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約 1,600kg）が，原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において，ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても，原子炉建屋の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また，静的触媒式水素再結合器は，原子炉建屋内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ，適切な位置に配置する。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に分散させた適切な位置に配置し，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の水素濃度を測定できる設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し，水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

9.6.2.4 環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第 9.6 - 1 表 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の
主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素再結合器

種	類	触媒反応式
個	数	56
水素処理容量	約 0.25kg/h/個 (水素濃度 4.0vol% , 100 , 大気圧において)	

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

第 6.4 - 1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載
する。

(3) 原子炉建屋水素濃度

第 6.4 - 1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載
する。

自主対策設備に関する説明
関連箇所を赤枠にて示す

(c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止

- ・ 原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出

原子炉建屋内に水素ガスが漏えいし、原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋トップベントを開放し、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋トップベント
- ・ 大容量()
- ・ ホー
- ・ 放水砲
- ・ 燃料補給設備

本ページ削除

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋原子炉区域、原子炉建屋水素濃度、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

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

- ・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系，サブプレッションプール浄化系）

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器内温度を下げ、燃料材の熱劣化を緩和することから、原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを抑制できると考えられる。

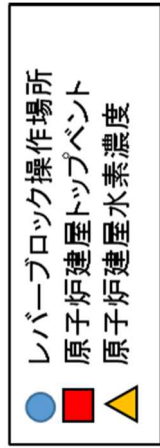
本ページ削除

- ・原子炉建屋トップベント

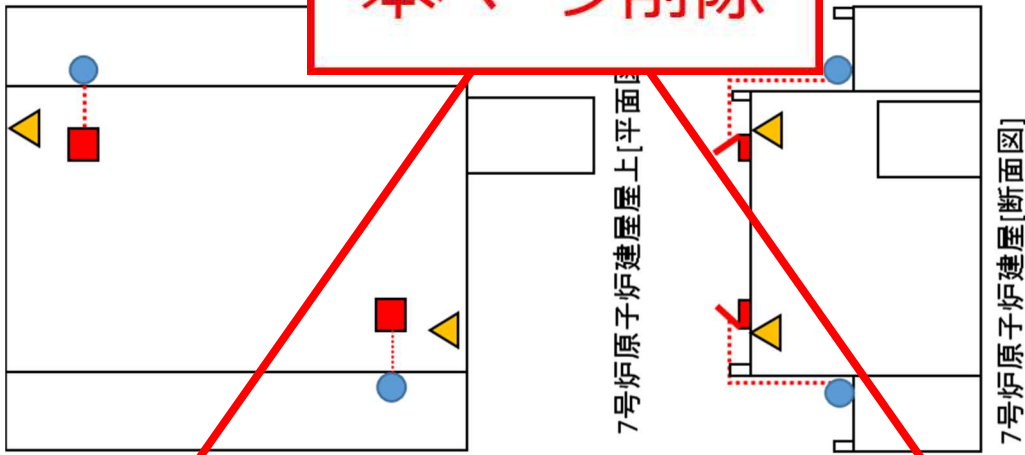
原子炉建屋オペレーティングフロア天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合物質で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。



本ページ削除



第 1.10.7 図 原子炉建屋トップベント 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90		
原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	中央制御室運転員 A	1											
		3											

本ページ削除

第 1.10.8 図 原子炉建屋トップベントタイムチャート

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 1 「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」

6 6 - 1 1 - 3 「海水移送設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

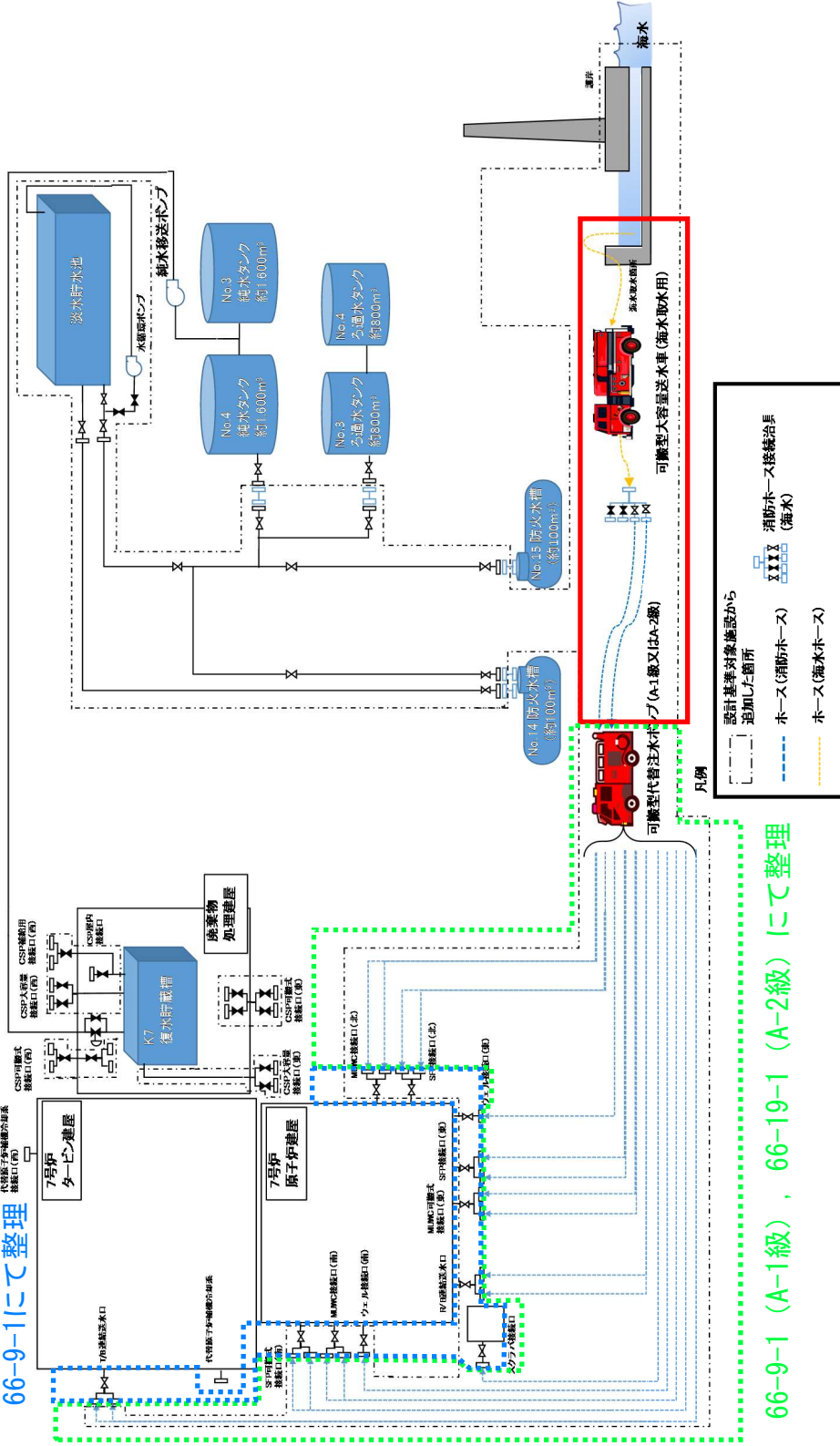
保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																						
<p>66-11-3 海水移送設備 ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水移送設備</td> <td>海水移送設備2系列^{※1}が動作可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転 起 動</td> <td>大容量送水車 (海水取水用)</td> <td>1台×2^{※2}</td> </tr> <tr> <td>高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>燃料補給設備</td> <td>※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1系列とは、大容量送水車（海水取水用）1台及び必要なホースをいう。 ※2：大容量送水車（海水取水用）は、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散配置されていること。 ※3：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻 度</th> <th>担 当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、流量が <input type="text"/> m³/h以上で、吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage]以上であることを確認する。</td> <td>1年に1回</td> <td>原子炉GM</td> </tr> <tr> <td>2. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>		項目 ②	運転上の制限 ③	海水移送設備	海水移送設備2系列 ^{※1} が動作可能であること	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥	運転 起 動	大容量送水車 (海水取水用)	1台×2 ^{※2}	高温停止 冷温停止 燃料交換	燃料補給設備	※3	項目 ⑦	頻 度	担 当	1. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で、吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage]以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM	2. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、可搬型重大事故等対処設備である海水移送設備2系列が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13） 「重大事故等の収束に必要な水の供給設備(手順等)」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。</p> <p>④ 海水移送設備については、重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備であり、重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において待機が必要な設備であることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 大容量送水車（海水取水用）は、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型代替注水設備（原子炉建屋の外から水を供給するもの）であり2N要求設備である。重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給に必要な台数1セット1台として、2セット2台を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2）</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方に基づき1年に1回、性能確認を実施する。 確認する吐出圧力及び流量は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。 （添付-2）</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p>	
項目 ②	運転上の制限 ③																								
海水移送設備	海水移送設備2系列 ^{※1} が動作可能であること																								
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥																							
運転 起 動	大容量送水車 (海水取水用)	1台×2 ^{※2}																							
高温停止 冷温停止 燃料交換	燃料補給設備	※3																							
項目 ⑦	頻 度	担 当																							
1. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で、吐出圧力が <input type="text"/> MPa[gage]以上であることを確認する。	1年に1回	原子炉GM																							
2. 大容量送水車（海水取水用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM																							

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 要求される措置				<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 海水移送設備は、2N要求設備であるため、原子炉の状態が運転、起動、高温停止においては、動作可能な系列数が2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合を条件として記載する。 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満とで要求される措置が同様となるため、2N未満となった場合を条件として記載する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な海水移送設備が1系列以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1系列未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2., A3. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”であるサブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽が該当し、保安規定第46条(サブプレッション・プールの水位)及び66-11-1(重大事故等収束のための水源)に定める水位を満足していることを確認する。</p> <p>A4. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。</p> <p>代替措置は代替品の補充(可搬型ポンプの補充等)又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認をいう。なお、淡水貯水池からの移送が可能であることは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 又はあらかじめ敷設してあるホースを使用した自重による淡水の移送ができることをいう。淡水貯水池からの移送については、海からの移送よりも短時間で準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。(添付-3)</p> <p>淡水貯水池からの移送</p> <ul style="list-style-type: none"> ・淡水貯水池を水源とした移送(準備時間約225分) ・淡水貯水池を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約235分) ・淡水貯水池から防火水槽への補給(準備時間約85分) <p>海からの移送</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海を水源とした移送(準備時間約315分) ・海を水源とした復水貯蔵槽への補給(準備時間約325分) ・防火水槽への海水補給(準備時間約290分) <p>A5. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAO</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		
運転 起動 高温停止	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満1系列以上の場合	<p>A1. 当直長は、残りの海水移送設備が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、サブプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 当直長は、復水貯蔵槽水位が66-11-1の所要水位以上であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A4. 当直長は、代替措置^{*4}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A5. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> <p>30日間</p>		
	B. 動作可能な海水移送設備が1系列未満の場合	<p>B1. 当直長は、サブプレッション・チェンバ水位が第46条を満足していることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、復水貯蔵槽水位が66-11-1の所要水位以上であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>B3. 当直長は、代替措置^{*4}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>B4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
				T上限(2N未満(1N以上))の「30日間」とする。	
				B1., B2. A2., A3. と同様, 対応する設計基準事. 故対処設備を確認する。	
				B3. A4. と同様. ただし, 完了時間は1N未満のため「3日間」とする。	
				B4. A5. と同様. ただし, 完了時間は1N未満のため「10日間」とする。	
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
運転 起動 高温停止	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は, 高温停止にする。 及び C2. 当直長は, 冷温停止にする。	24時間 36時間	C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な海水移送設備が2系列未満の場合	A1. 当直長は, 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は, 復水貯蔵槽水位が5.5m以上となるように補給する又は5.5m以上であることを確認する。 及び A3. 当直長は, 代替措置※4を検討し, 原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに	【冷温停止及び燃料交換】 A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 【運転, 起動及び高温停止】におけるA2. と同様の考え方であるが, 補給又は確認する水位は, 原子炉停止中の有効性評価「全交流動力電源喪失」において, 復水貯蔵槽への補給に期待しなくても注水に使用している復水移送ポンプが停止することがない水位である5.5m以上とする。復水貯蔵槽への補給については, 純水補給水系, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級), 大容量送水車(海水取水用)等の補給可能設備にて実施する。 完了時間は冷温停止及び燃料交換であることから, “速やかに”とする。 A3. 【運転, 起動及び高温停止】におけるA3. と同様. ただし, 冷温停止及び燃料交換であることから, 実施する措置を“速やかに”開始する。	
※4: 代替品の補充又は淡水貯水池からの移送が可能であることの確認等をいう。					

66-11-3の範囲
赤枠にて示す

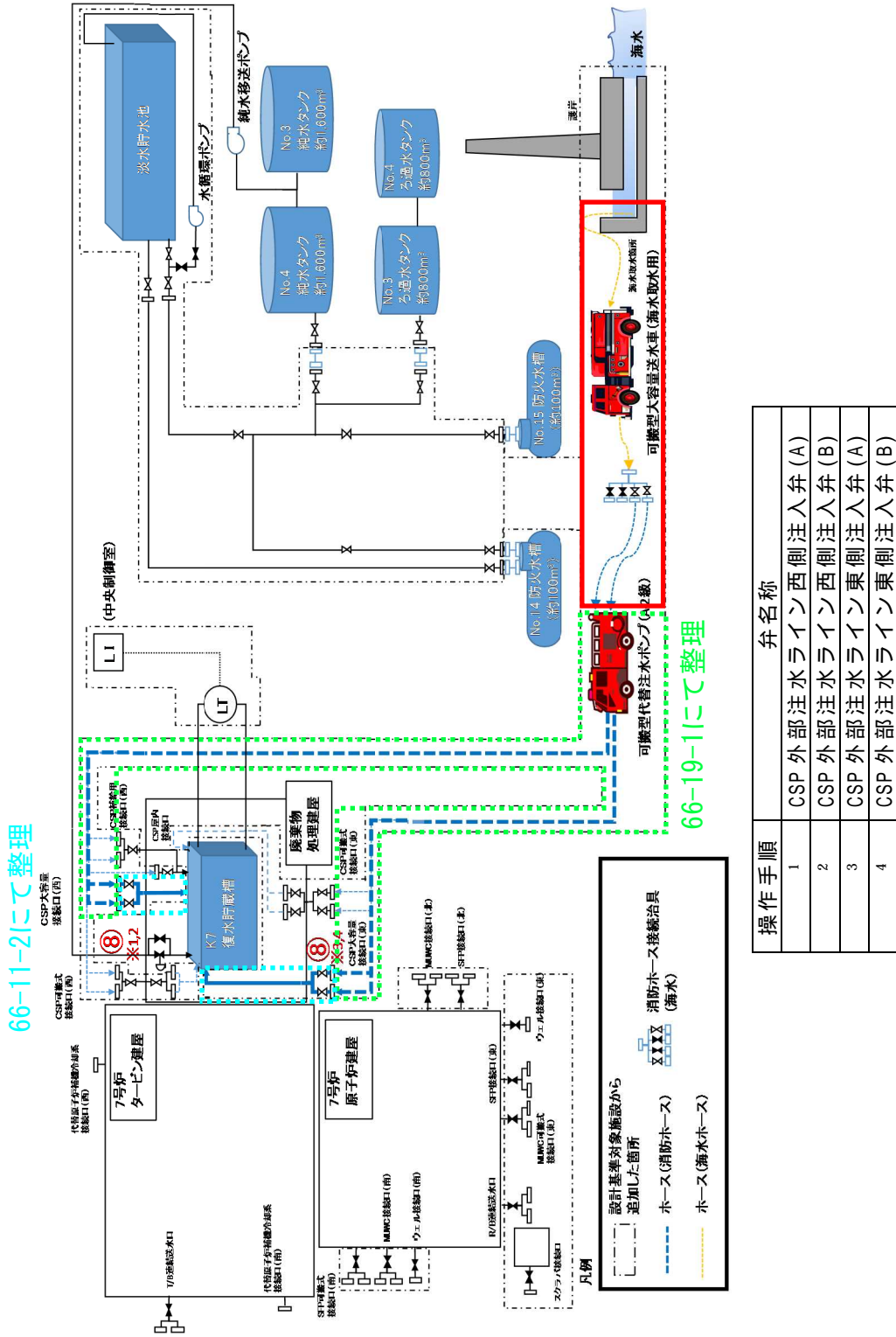
66-4-2, 66-5-1, 66-6-2, 66-7-2,
66-9-1にて整理



66-9-1 (A-1級), 66-19-1 (A-2級)にて整理

第 1.13.8 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水 概要図

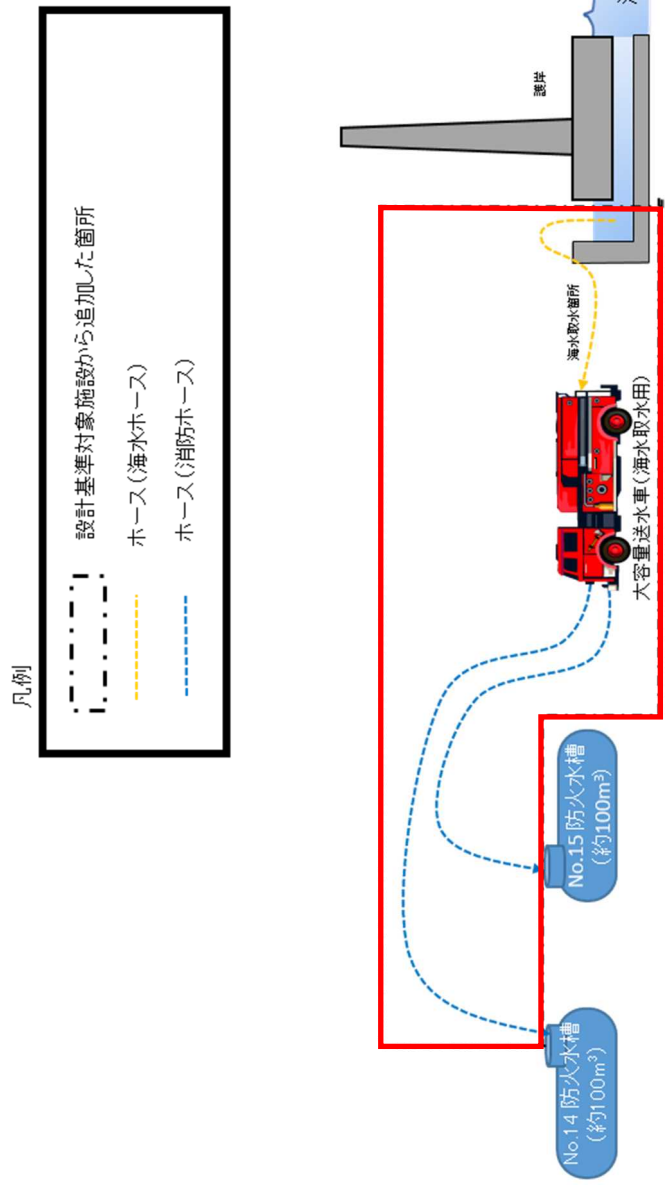
66-11-3の範囲
赤枠にて示す



第 1.13.16 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）

による復水貯蔵槽への補給 概要図

66-11-3の範囲
赤枠にて示す



第 1.13.26 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 概要図

保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて、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 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

大容量送水車（海水取水用）は、想定される重大事故等において、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台使用する。保有数は、6 号及び 7 号炉共用で 2 セット 2 台に加えて、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 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する。

代替水源からの移送ホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

5.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

サプレッション・チェンバは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第 5.7 - 1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 復水貯蔵槽

第 10.13 - 1 表 補給水系主要機器仕様に記載する。

(2) サプレッション・チェンバ

第 9.1 - 1 表 一次格納施設主要仕様に記載する。

(3) ほう酸水注入系貯蔵タンク

第 6.1.2 - 3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

(4) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様
に記載する。

(5) 大容量送水車 (海水取水用) (6 号及び 7 号炉共用)

個 数	2 (予備 1)
-----	----------

容 量	900m ³ /h
-----	----------------------

4.5 水の供給設備

4.5.1 ポンプ

名 称		大容量送水車 (海水取水用) (6,7号機共用)
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (900)
吐 出 圧 力	MPa	<input type="text"/> 以上 (1.25)
最高使用圧力	MPa	<input type="text"/>
最高使用温度	℃	<input type="text"/>
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）として使用する大容量送水車（海水取水用）は、以下の機能を有する。

大容量送水車（海水取水用）は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とし、大容量送水車（海水取水用）により、ホース、弁等を経由して低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び燃料プール代替注水系並びに復水貯蔵槽へ、重大事故等の収束に必要となる海水を供給できる設計とする。

1. 容量

大容量送水車（海水取水用）の容量は、大容量送水車（海水取水用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの最大送水流量を上回る容量を基に設定する。

大容量送水車（海水取水用）の送水先である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からの送水流量が最大となるのは、使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系として使用する場合であり、6,7号機同時注水する場合の送水流量は294m³/h（号機当たり147m³/h）であるため、大容量送水車（海水取水用）の容量は、294m³/hを上回るm³/h/個以上とする。

公称値については、要求される容量m³/h/個以上を上回る900m³/h/個とする。

2. 吐出圧力

大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力は、海水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に供給するときのホース圧損、機器圧損、静水頭及び大気圧を基に設定する。

ホース*圧損 約 0.015 MPa

静水頭 約 0.167 MPa

機器圧損	約 0.005 MPa
大気圧	約 0.100 MPa
合計	約 0.287 MPa

注記*：以下のホースを使用する。

- ・大容量送水車海水用 5m, 10m, 50m ホース (6, 7 号機共用)

以上より、大容量送水車 (海水取水用) の吐出圧力は MPa 以上とする。

公称値については、要求される吐出圧力 MPa 以上を上回る 1.25MPa とする。

3. 最高使用圧力

大容量送水車 (海水取水用) を重大事故等時において使用する場合は、当該ポンプの供給ラインの仕様を踏まえポンプ吐出圧力を電氣的に MPa に制限することから、その制限値である MPa とする。

4. 最高使用温度

大容量送水車 (海水取水用) を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等対策の有効性評価解析 (原子炉設置変更許可申請書添付書類十) において使用している海水の最高温度 30℃ を上回る ℃ とする。

5. 原動機出力

大容量送水車 (海水取水用) の原動機出力は、定格流量である 1500m³/h、定格吐出圧力 1.2MPa 時の軸動力を基に設定する。

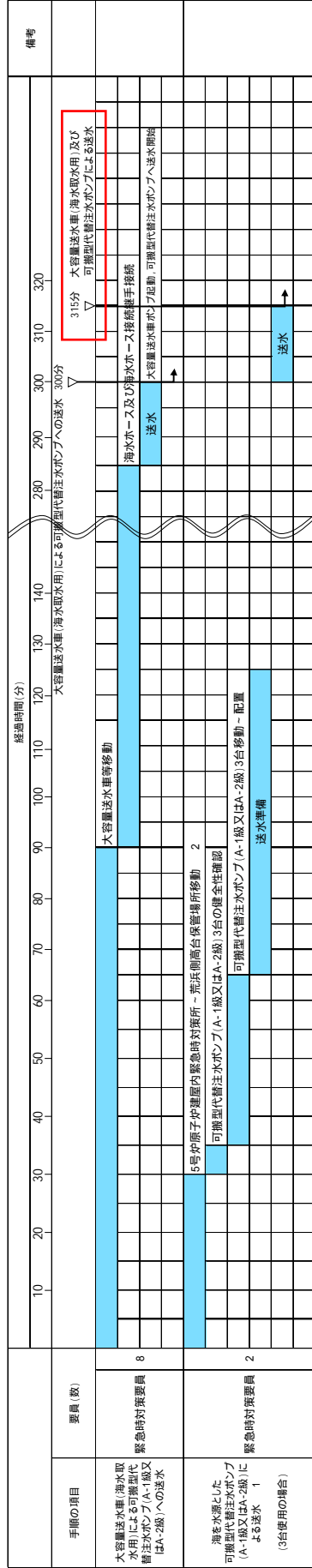
大容量送水車 (海水取水用) の流量が 1500m³/h、吐出圧力が 1.2MPa、その時の当該ポンプの必要軸動力は 602kW となる。

以上より、大容量送水車 (海水取水用) の原動機出力は、必要軸動力 602kW を上回る kW/個とする。

6. 個数

大容量送水車 (海水取水用) (原動機含む。) は、重大事故等対処設備として重大事故等の収束に必要な海水を各系統へ供給するために必要な個数である 6, 7 号機で 2 セット 2 個 に、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 (原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (代替原子炉補機冷却系) の大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の予備 1 個を、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (水の供給設備) の大容量送水車 (海水取水用) の予備として兼用) を分散して保管する。

同等な機能を有することの説明（準備時間）
 関連箇所を赤枠にて示す



- 1 MUWC接続口、SFP接続口を使用する場合。
- 2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第 1.13.9 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水 タイムチャート（3/3）

手前の項目	要員(数)	経過時間(分)													備考											
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130		140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給 (あらかじめ敷設してあるホースが 使用できない場合)	1 中央制御室 運転員A 10 緊急時対策要員	復水貯蔵槽水位確認																								緊急時対策要員名で対応する。
		企業棟～5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～汽床御高台保管場所移動																								
		可搬型代替注水ポンプの健全性確認																								
		可搬型代替注水ポンプ4台移動～配置																								
		6号及び7号炉送水準備																								
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～5号炉東側第二保管場所移動																								
		可搬型代替注水ポンプの健全性確認																								
		可搬型代替注水ポンプ2台移動～配置																								
		6号炉送水準備																								
		6号炉接続口～高台送水ホース接続作業場所へ移動																								
送水(6号炉)																										
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～5号炉東側第二保管場所移動																										
可搬型代替注水ポンプの健全性確認																										
可搬型代替注水ポンプ4台移動～配置																										
7号炉送水準備																										
7号炉接続口～高台送水ホース接続作業場所へ移動																										
送水(7号炉)																										
緊急時対策要員名で対応する。																										

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給開始 235分

第 1.13.15 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給

タイムチャート(2/2)

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)							備考	
		1	2	3	4	5	6	7		
大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	緊急時対策要員 8	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台移動 ※2								
		大容量送水車等移動								
		ホース(可搬型)敷設								
		大容量送水車起動, 海水供給								

※1 大湊側高台保管場所の大容量送水車(海水取水用)を使用する場合は、約290分で可能である。

※2 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第 1.13.27 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80						
淡水貯水池から防火水槽への補給	緊急時対策要員 2														
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～淡水貯水池移動															
弁「開」															
水張り、健全性確認、送水ホース接続															
送水															↑

本ページ削除

補給 タイムチャート

第 1.13.21 図 淡水貯水池から防火

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 2 「電源設備」

6 6 - 1 2 - 1 「常設代替交流電源設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付 8 (電源系, 燃料移送系 系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付 8 (所要数, 必要容量)
(2) 設置変更許可申請書 添付 8 (設備仕様)
(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)
(4) S A 5 7 条補足説明資料 (所要数に関する説明)

~~添付-3 同等な機能を有する説明~~

- ~~(1) 設置変更許可申請書 添付 10 追補 1 (準備時間)~~
~~(2) S A 5 7 条補足説明資料 (自主対策設備に関する説明)~~

~~添付-4 参考資料~~

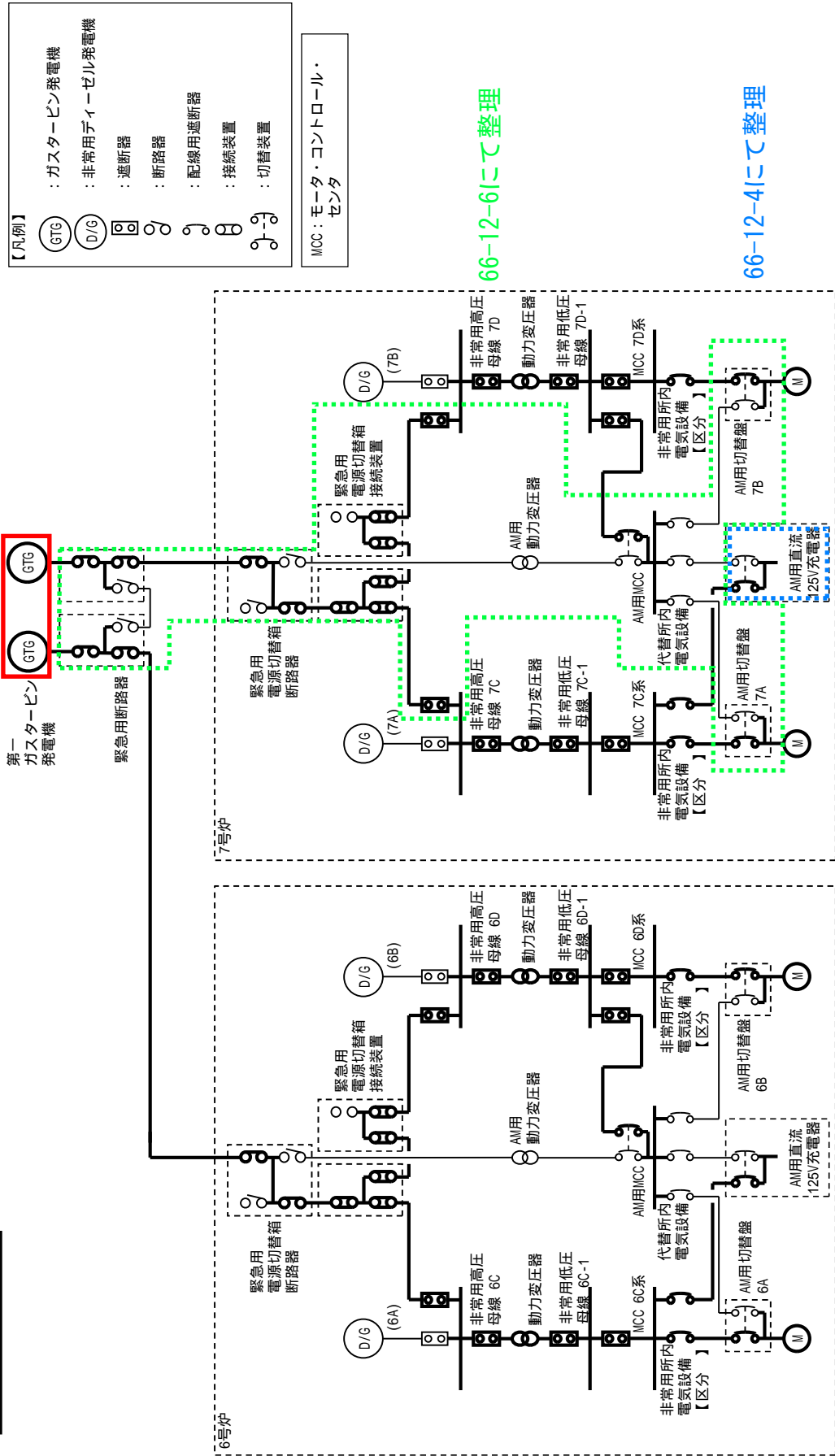
- ~~(1) 第二ガスタービン発電機の接続箇所~~

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																																	
表66-12 電源設備 66-12-1 常設代替交流電源設備 ① (1) 運転上の制限 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">適用される原子炉の状態④</th> <th style="width: 55%;">設備 ⑤</th> <th style="width: 30%;">所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>第一ガスタービン発電機</td> <td style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</td> <td style="text-align: center;">1基</td> </tr> <tr> <td>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</td> <td style="text-align: center;">1台</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ (16kL)</td> <td style="text-align: center;">※2</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク</td> <td style="text-align: center;">※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移送系の必要な弁及び配管を含む。 ※2：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。</p> (2) 確認事項 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 60%;">項目 ⑦</th> <th style="width: 20%;">頻度</th> <th style="width: 20%;">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。</td> <td style="text-align: center;">定事検停止時</td> <td style="text-align: center;">電気機器GM</td> </tr> <tr> <td>2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">当直長</td> </tr> <tr> <td>3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">当直長</td> </tr> <tr> <td>4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td style="text-align: center;">1ヶ月に1回</td> <td style="text-align: center;">当直長</td> </tr> </tbody> </table>		項目 ②	運転上の制限 ③	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	第一ガスタービン発電機	1台	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	1基	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1台	タンクローリ (16kL)	※2	軽油タンク	※2	項目 ⑦	頻度	担当	1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気機器GM	2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。	1ヶ月に1回	当直長	4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）が該当する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1） ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、常設重大事故等対処設備である常設代替交流電源による電源系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14） 「電源設備（手順等）」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順を定める）こと。 ④ 常設代替交流電源設備による電源系は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ⑤ ②に含まれる設備 ⑥ 第一ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、必要な電力を確保するため、1台を所要数とする。 第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、想定される重大事故等時において、タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間、第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量として、1基（20kL以上の燃料油が貯蔵されていること）を所要数とする。 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給するため1台を所要数とする。 （保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2） ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2） a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1が該当。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。 b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2, 3, 4が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。 なお、3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることの確認については、第一ガスタービン発電機の確認行為を阻害しないため、運転中及び運転終了後12時間のLCO除外期間を設ける。除外期間については、軽油タンクからタンクローリを用いて燃料補給を開始するまでの12時間を考慮した設定とする。（添付-2）	
項目 ②	運転上の制限 ③																																			
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備による電源系が動作可能であること※1																																			
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥																																		
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	第一ガスタービン発電機	1台																																		
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	1基																																		
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	1台																																		
	タンクローリ (16kL)	※2																																		
	軽油タンク	※2																																		
項目 ⑦	頻度	担当																																		
1. 第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気機器GM																																		
2. 第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																		
3. 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。	1ヶ月に1回	当直長																																		
4. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																																		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 要求される措置					
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		
運転 起動 高温停止	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※3} が動作可能であることを確認する。	速やかに	<p>⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。各設備が所要数を満足していない場合、常設代替交流電源設備による電源系を動作不能とみなす。なお、燃料タンクについては油量により管理する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】</p> <p>A1. 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A1. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能をもつ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」の技術的能力で整理した号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C(C)系又はM/C(D)系の受電が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>【必要容量】 6号炉からの電力融通に期待する場合、6号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり5000kWであり、第一ガスタービン発電機よりも大容量であるため、必要容量を満足する。</p> <p>【準備時間】 常設代替交流電源設備による受電まで約50分であるのに対して、号炉間電力融通電気設備(常設ケーブル)による受電は約115分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、50分以内に受電できる体制を整える。(添付=3)</p> <p>A2. 1. 3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。なお、A1. 2. の措置である号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C(C)系又はM/C(D)系の受電は、6号炉側の電路が自主対策設備であることから復旧までの完了時間は「10日間」とする。</p> <p>A2. 1. A1. 1. と同様。</p> <p>A2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」技術的能力で整理した「第二代替交流電源設備(第二ガスタービン発電機)」が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。</p> <p>【必要容量】 第二ガスタービン発電機については、第一ガスタービン発電機と同等の性能仕様であるため、必要容量を満足する。(添付=3)</p>	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
		及び A1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※4}が動作可能であることを確認する。	3日間		
		及び A2. 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	310日間		
		又は A2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備^{※3}が動作可能であることを確認する。	速やかに		
及び A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※5}が動作可能であることを確認する。	3日間				
及び A2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間				
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24時間			
	及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考								
<table border="1"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態</th> <th>条件 ⑧</th> <th>要求される措置 ⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷温停止 燃料交換</td> <td>A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合</td> <td> A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A 3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※4}が動作可能であることを確認する。 又は A 3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※5}が動作可能であることを確認する。 </td> <td> 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに </td> </tr> </tbody> </table>				適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	冷温停止 燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A 3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※4}が動作可能であることを確認する。 又は A 3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※5}が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに	<p>【準備時間】 常設代替交流電源設備による受電まで約50分であるのに対して、第二代替交流電源設備による受電は約80分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、50分以内に受電できる体制を整える。(添付-3)</p> <p>A 2. 3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B 1., B 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】 A 1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA 1. 1.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とし、確認台数については1台とする。</p> <p>A 3. 1. 【運転、起動及び高温停止】のA 1. 2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A 3. 2. 【運転、起動及び高温停止】のA 2. 2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
適用される原子炉の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間										
冷温停止 燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A 1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A 3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※4}が動作可能であることを確認する。 又は A 3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{※5}が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに										
<p>※3：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※4：号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C (C)系又はM/C (D)系の受電をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。なお、6号炉側の電路が自主対策設備であることから、号炉間電力融通ケーブルを使用した場合の復旧までの完了時間は10日間となる。</p> <p>※5：第二代替交流電源設備(第二ガスタービン発電機)をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるための補完措置を含む。</p>													

66-12-1の範囲
赤枠にて示す

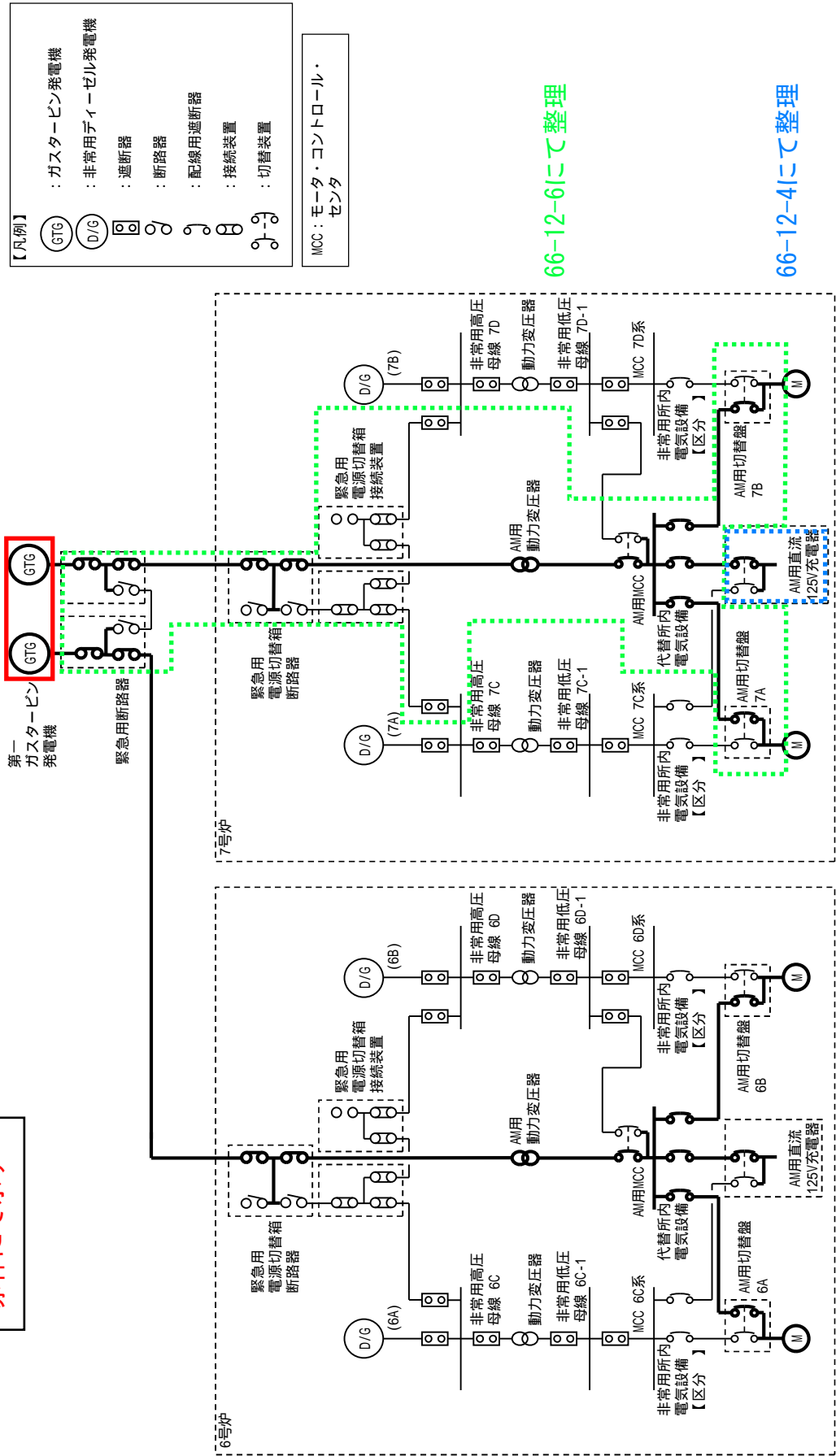


66-12-6にて整理

66-12-4にて整理

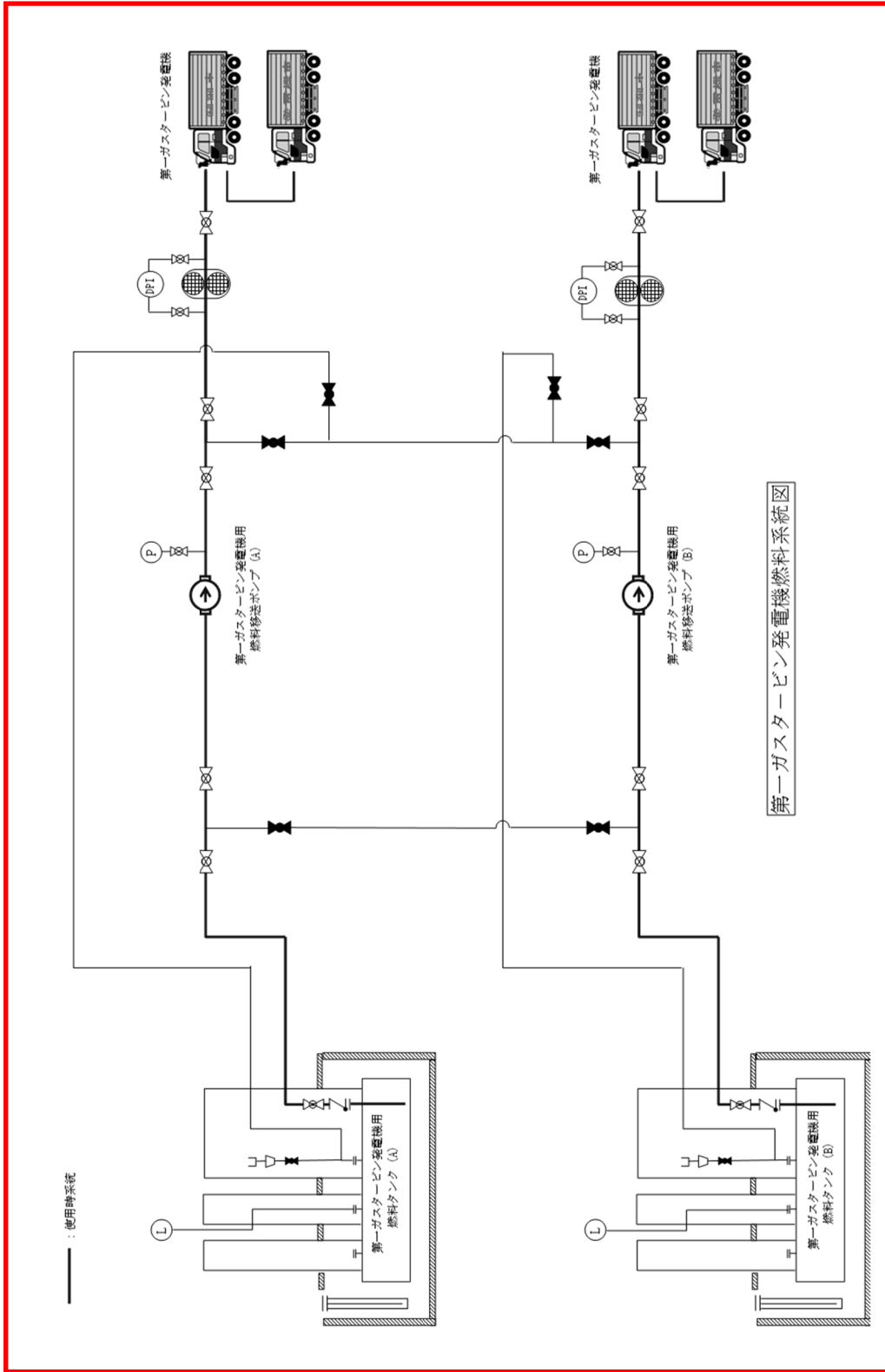
第 10.2 - 1 図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）
（第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電）

66-12-1の範囲
赤枠にて示す



第 10.2 - 2 図 代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）
（第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電）

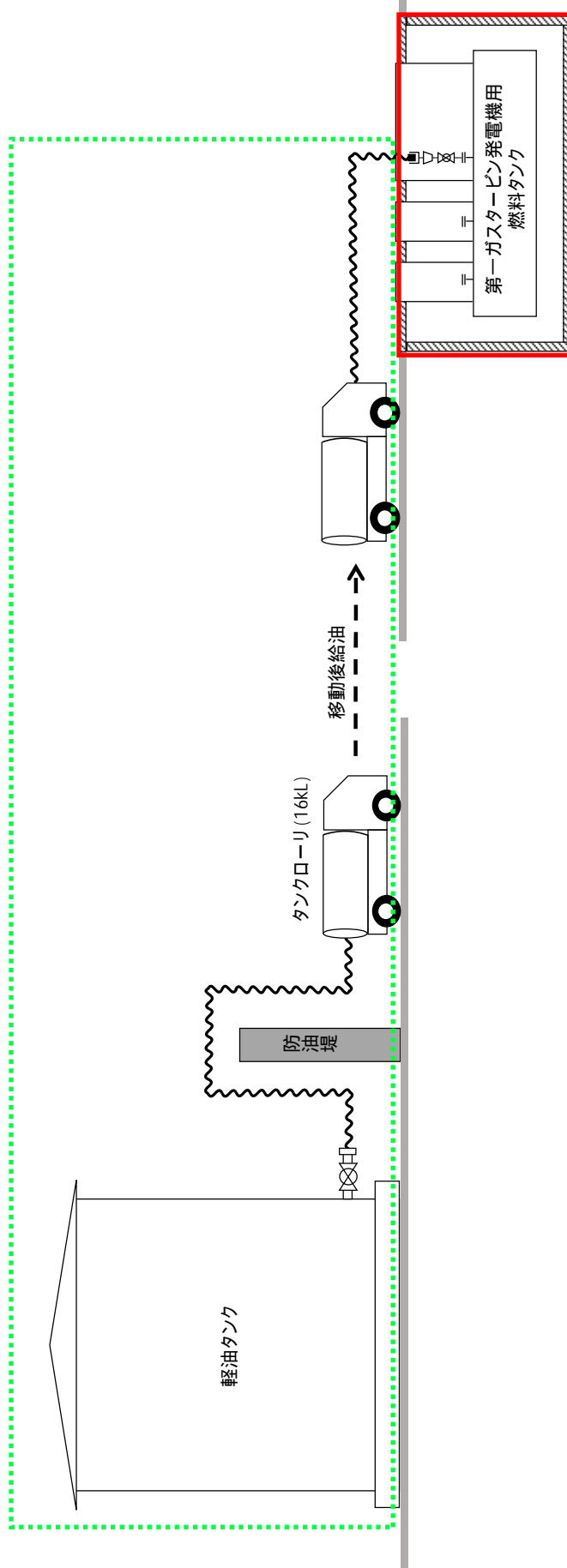
66-12-1の範囲
赤枠にて示す



第 10.2 - 3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(第一ガスタービン発電機の燃料系統)

66-12-1の範囲
赤枠にて示す

66-12-7にて整理



第 10.2 - 17 図 代替電源設備系統概要図 (タンクローリー (16kL) による給油)

所要数・必要容量
関連箇所を下線にて示す

に貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。

10.2.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

第一ガスタービン発電機は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，想定される重大事故等時において，タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間，第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で4セット8台に加えて，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1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。

設備仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

第 10.2 - 1 表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. 第一ガスタービン発電機（6号及び7号炉共用）

ガスタービン

台数	2
使用燃料	軽油
出力	約 3,600kW/台

発電機

台数	2
種類	同期発電機
容量	約 4,500kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	50Hz

b. 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6号及び7号炉共用）

基数	2
容量	約 50kL/基

c. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6号及び7号炉共用）

台数	2
容量	約 3m ³ /h/台

d. 軽油タンク（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

2.2.3.2 容器

名 称	<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク (6,7号機共用)</u>		
容 量	kL/個	<u>20以上</u> (50)	
最高使用圧力	MPa	静水頭	
最高使用温度	℃	66	
個 数	—	2	

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、以下の機能を有する。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、設計基準事故対象設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。

系統構成は、第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、メタルクラッド開閉装置 7C 及びメタルクラッド開閉装置 7D 又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給するため、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽へ燃料を供給できる設計とする。

1. 容量

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時ににおいて使用する場合の容量は、第一ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費率を基に設定する。

軽油タンクからタンクローリ (16kL) を用いて燃料補給を開始するまでの 12 時間*を考慮すると、必要な燃料は以下のとおり kL となる。

$$V = c \cdot H = \text{ kL/h} \times 12\text{h} = \text{ kL}$$

V : 燃料消費量 (kL)

H : 運転時間 (h) = 12 時間

c : 燃料消費率 (kL/h) =

注記* : 可搬型重大事故等対処設備の機能は、事象発生から 12 時間までは期待しないことから、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量の設定にあたっては、タンクローリ (16kL) の補給機能に期待しない 12 時間で設定した。

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は kL を上回る容量として、20kL/個以上とする。

公称値については、要求される容量を上回る 50kL/個とする。

2. 最高使用圧力

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時において使用する場合は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。

3. 最高使用温度

第一ガスタービン発電機用燃料タンクを重大事故等時において使用する場合は、屋外に設置される地下貯蔵タンクであり、大気開放タンクであることから、外気の温度*を上回る 66℃とする。

注記*：外気の温度は、柏崎市の過去最高気温（37.6℃）を上回る、柏崎市の観測記録に基づく年超過確率 10^{-4} の気温である 38.8℃とする。

4. 個数

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、重大事故等対処設備として第一ガスタービン発電機の機関を駆動する燃料を貯蔵するために必要な個数である 機関 1 個当たり 1 個 とし、合計 2 個設置する。

名称	第一ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)	
台数	台	2
容量	kVA/台	約 4,500 (連続定格: 約 3,687.5)

【設定根拠】

第一ガスタービン発電機は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

第一ガスタービン発電機は6号及び7号炉それぞれで1台、合計2台を確保する設計とする。

1. 容量

最大所要負荷は、6号炉で約 1,992kW、7号炉で約 1,999kW である。また、連続最大負荷は、6号炉で約 1649kW、7号炉で約 1615kW である。

	6号炉	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
AM用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 12kW	約 6kW
非常用照明	約 100kW	約 100kW
中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
復水移送ポンプ	55kW	55kW
残留熱除去系ポンプ (起動時)	540kW (973kW)	540kW (1034kW)
燃料プール冷却浄化ポンプ (起動時)	90kW (181kW)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等*	約 37kW	約 20kW
その他必要な設備	約 103kW	約 116kW
その他不要な設備	約 366kW	約 321kW
合計 (連続最大容量) (最大容量) 詳細: 57-9 参照	約 1649kW (約 1992kW)	約 1615kW (約 1999kW)

※非常用ガス処理系湿分除去装置、及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

したがって、発電機の出力は最大負荷である 1,999kW (連続最大負荷: 1,615kW) に対し十分な余裕を有する最大容量 3,600kW (連続定格: 2,950kW) とする。

第一ガスタービン発電機の容量は以下の通り, 約 4,500kVA (連続定格 : 約 3,687.5kVA) とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 3,600 \div 0.8 = 4,500$$

(連続定格 : $2,950 \div 0.8 = 3,687.5$)

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の最大容量 (kW) = 3,600 (連続定格 : 2,950)

pf : 力率 = 0.80

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名称		第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
台数	台	2
容量	m ³ /h/台	約 3.0
揚程	m	約 50
原動機出力	kW	約 1.5
最高使用圧力	MPa[gage]	0.95
最高使用温度	℃	66

【設定根拠】

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、重大事故時に第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。なお、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの容量は、第一ガスタービン発電機 1 基の単位時間あたりの燃料最大消費量 を、第一ガスタービン発電機に供給 するため、それよりも容量の大きい約 49L/min (約 3.0m³/h) とする。

2. 揚程の設定根拠

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、5.2m である。

GL～ポンプ出口中心 :
 第一ガスタービン発電機用燃料タンク内径最深位置～GL :
 計 ≒ 5.2m

以上より、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの揚程は、5.2m を十分に上回る約 50m とする。

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり 0.54kW となる。

$$P = (g \times \rho \times Q \times H) \div (60 \times \eta)$$

$$= \text{$$

$$= 0.54\text{kW}$$

P : 必要軸動力 (kW) g : 重力加速度 (m/s²)
 ρ : 比重 (-) Q : 吐出量 (m³/min)
 H : 全揚程 (m) η : ポンプ効率 (%)

上記の必要軸動力を満足する原動機を選定すると、原動機出力は約 1.5kW となる。よって、原動機として出力約 1.5kW の電動機を選定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名称		<u>第一ガスタービン発電機用燃料タンク</u>
基数	基	2
容量	kL/基	約 50
最高使用圧力	kPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
<p>【設定根拠】 第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、重大事故等対処時に第一ガスタービン発電機への燃料補給を円滑に行うために設置する。</p> <p>1. 容量 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は、<u>第一ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費量を基に設定する。</u>（保守的に短時間定格出力 3,600kW にて算定） 軽油タンクからタンクローリを用いて燃料を開始するまでに 12 時間燃料補給可能な容量とする。 具体的には、12 時間燃料補給可能な容量は、以下のとおり、17.88kL となる。</p> <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>以上より、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は 17.88 kL 以上である 50kL とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの最高使用圧力は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの最高使用温度は、軽油温度約 30℃の余裕を考慮し、66℃とする。</p>		

同等な機能を有する説明（準備時間）
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60								
第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電機 によるM/C C系及び M/C D系受電	中央制御室運転員A	1	第一GTG起動 給電												
	中央制御室運転員B	1	M/C D系受電前準備、通信経路設備 M/C D系受電機												
	現場運転員C、D (R/B)	2	移動、M/C D系受電前 M/C D系受電機												
	現場運転員E、F (C/B⇒R/B)	2	移動、M/C D系受電前 M/C D系受電機												

本ページ削除

第 1.14.8 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電機
 (第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電機の場合)
 タイムチャート

事前準備により時間短縮

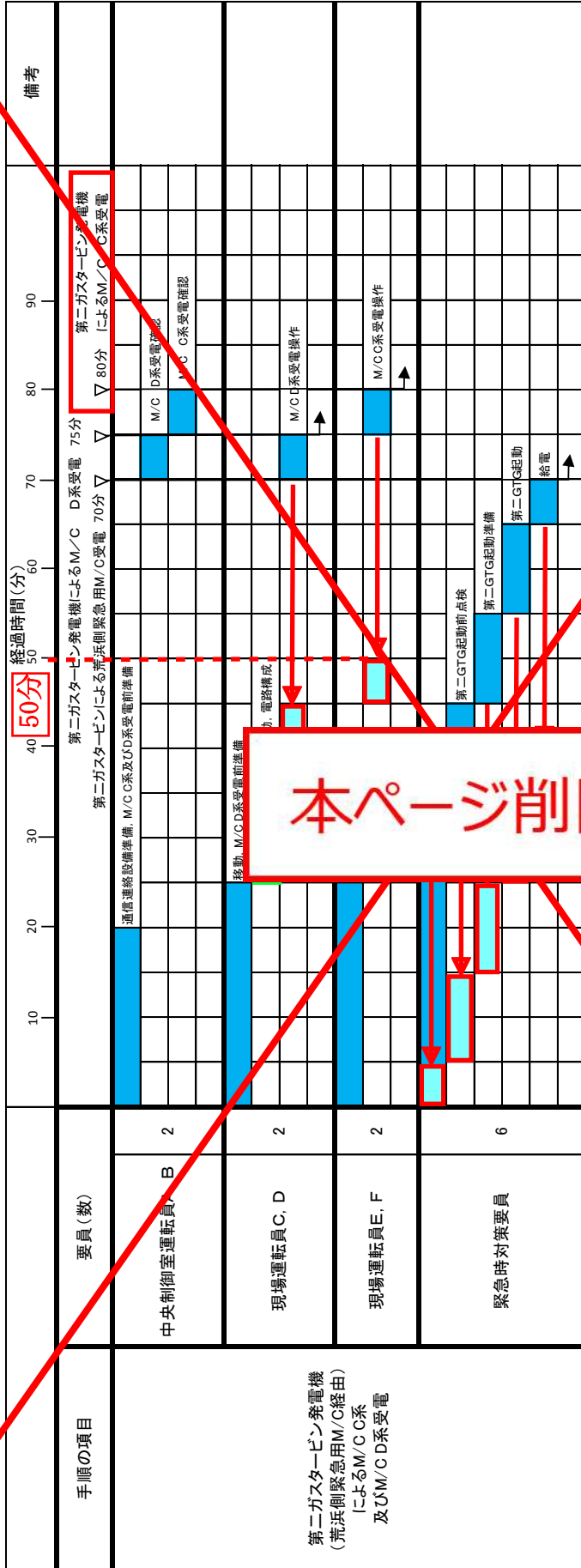
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考			
		30	40	50	60	90	120	150	180	210	240	270					
号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電(屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合)	員数切替え、非常用ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系給電準備			50分													
	2	通信連絡設備準備、M/C C系又はM/C D系受電前準備															
	2	M/C C系又はM/C D系給電前準備															
	2	負荷停止、負荷切替															
	2	負荷停止、負荷切替															
	2	受電前準備															
	2	ケーブル接続準備 ※1															
	6	ケーブル接続															
	2	緊急時対策要員															

本ページ削除

※3 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、約115分で可能である。

第1.14.16 図 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電 タイムチャート

事前準備により時間短縮



第 1.14.9 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第二ガスタービン発電機 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)
タイムチャート

1.4 自主対策設備について
1.4.1 第二代替交流電源設備
1.4.1.1 主要設備

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、第二代替交流電源設備を設ける設計とする。また、第二代替交流電源設備は軽油タンクからタンクローリ（16kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

第二代替交流電源設備は、第二ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ（16kL）、電路、計測制御装置等で構成し、第二ガスタービン発電機を設置場所での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。第二ガスタービン発電機の燃料は、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを、第二ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料を、タンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。第二代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、必要な場合に遮断器操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び軽油タンクは、必要な場合に弁操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は、接続先の系統と分離して保管し、必要な場合に接続、弁操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

本ページ削除

1.4.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 第二ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)

ガスタービン

個数 : 2
 使用燃料 : 軽油
 出力 : 約 3,600kW/台

発電機

個数 : 2
 種類 : 同期発電機
 容量 : 約 4,500kVA/台 (連続定格 : 約 3,687.5kVA)
 力率 : 0.8
 電圧 : 6.9kV
 周波数 : 50Hz

取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

本ページ削除

(2) 第二ガスタービン燃料貯留タンク (6号及び7号炉共用)

種類

容量 : 約 50kL/基

最高使用圧力 : 静水頭

最高使用温度 : 66℃

個数 : 2

取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

(3) 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (6号及び7号炉共用)

種類 : スクリュー式

個数 : 2

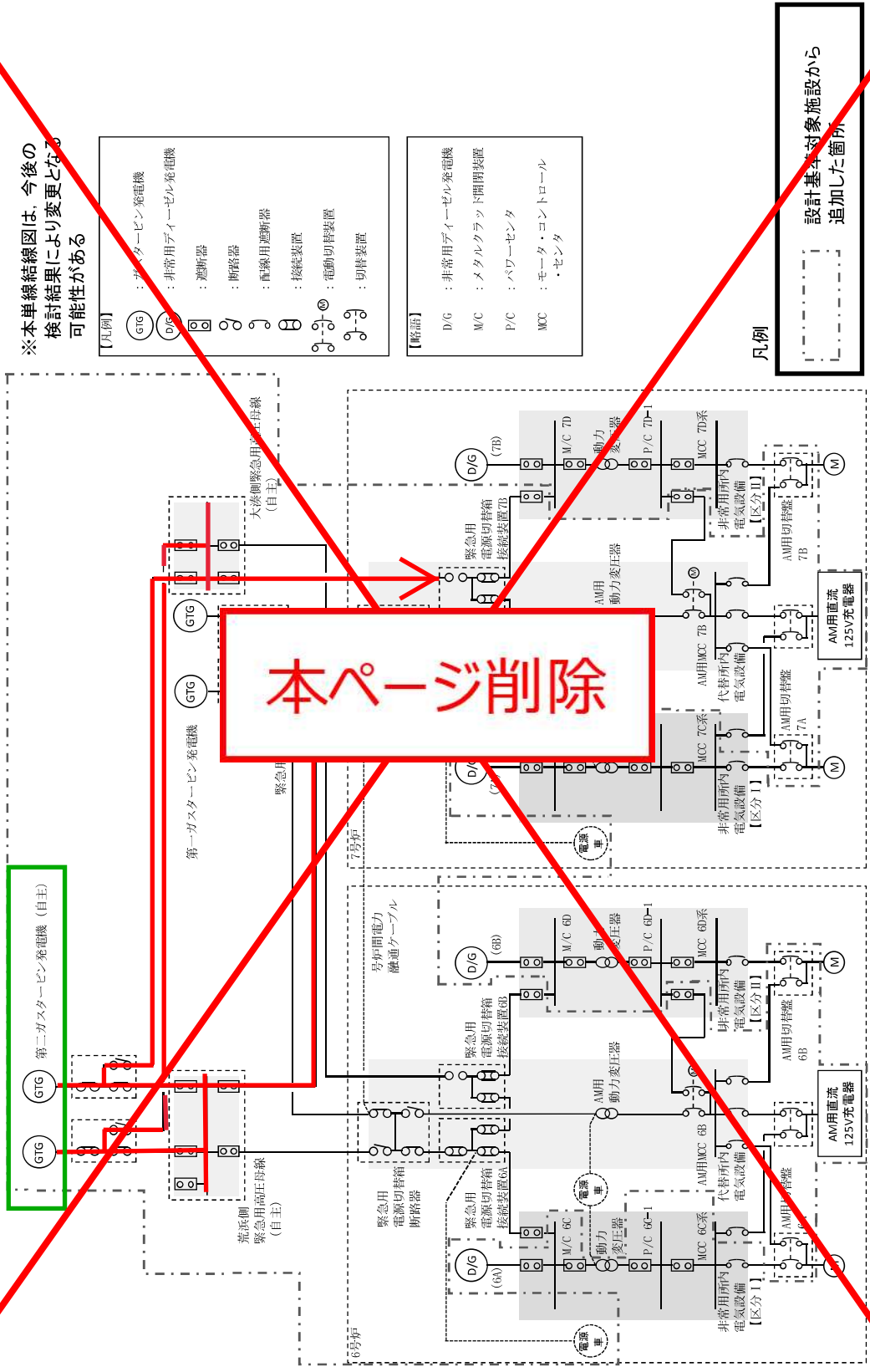
容量 : 約 3.0m³/h/台

揚程 : 約 50m

原動機出力 : 約 1.5kW/台

取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

第二ガスタービン発電機の接続箇所
 赤線にて示す。



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
 - D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 断路器
 - : 配線用遮断器
 - : 接続装置
 - : 電動切替装置
 - : 切替装置

- 【略語】
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - 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

凡例
 [] : 設計基本対象施設から追加した箇所

第 1.14.2 図 交流電源単線結線図 (6 号及び 7 号炉)

保安規定第 66 条

表 66-12 「電源設備」

66-12-3 「号炉間電力融通電気設備」

運転上の制限等について

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する SA 設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

- (3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

添付-3 同等な機能を有する説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間)

- ~~(2) SA 5-7 条補足説明資料 (自主対策設備に関する説明)~~

添付-4 参考資料

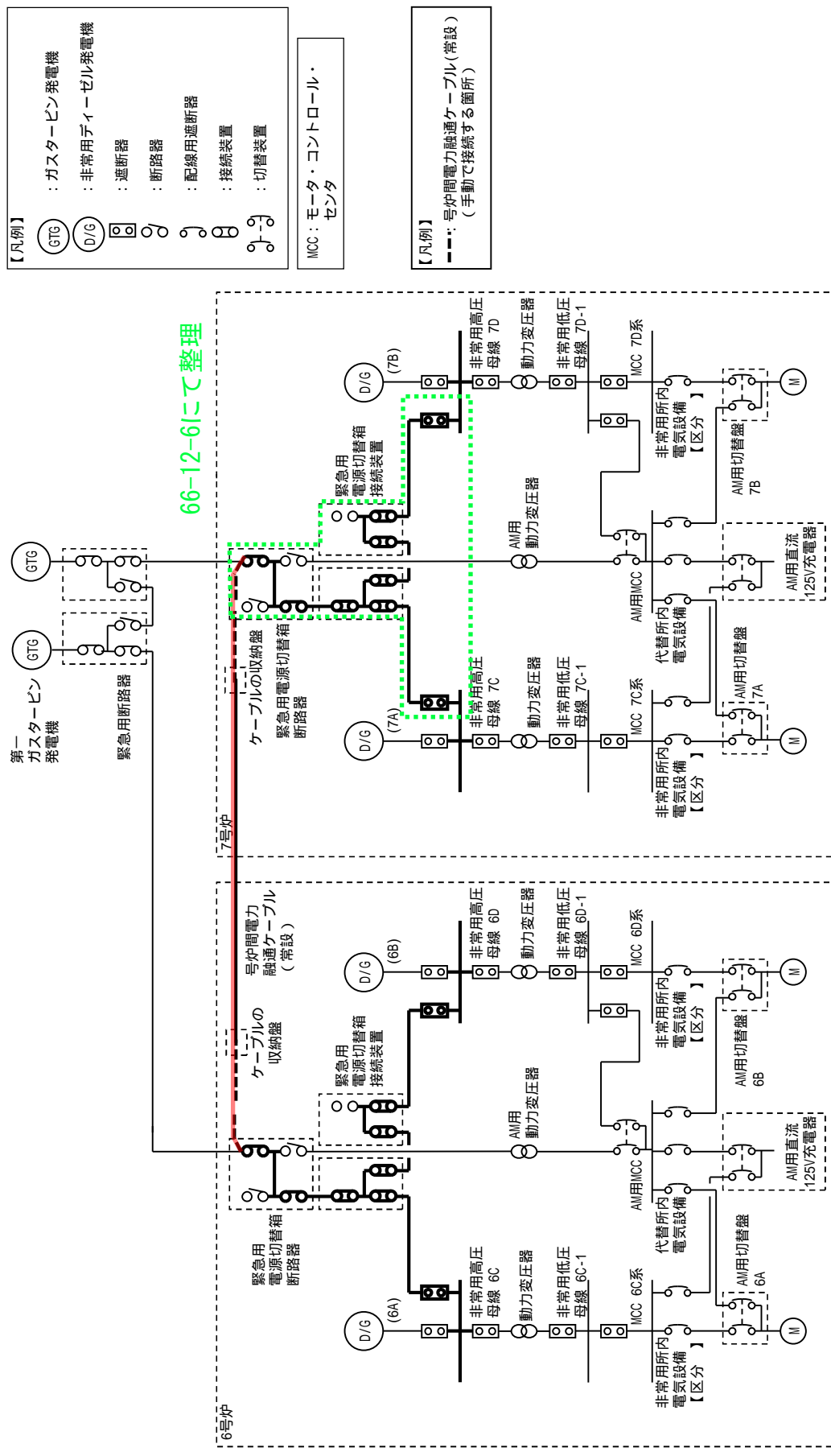
- (1) 号炉間融通ケーブルの LCO の範囲について

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考												
66-12-3 号炉間電力融通電気設備 ① (1) 運転上の制限 <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>号炉間電力融通電気設備</td> <td>所要数が使用可能であること</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>適用される原子炉の状態④</th> <th>設備 ⑤</th> <th>所要数⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">運転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>号炉間電力融通ケーブル（常設）</td> <td>1セット※1</td> </tr> <tr> <td>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）</td> <td>1セット※1</td> </tr> </tbody> </table> ※1：1セットとは、1相分1本の3相分3本をいう。		項目 ②	運転上の制限 ③	号炉間電力融通電気設備	所要数が使用可能であること	適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥	運転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	号炉間電力融通ケーブル（常設）	1セット※1	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	1セット※1	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14）が該当する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1） ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（可搬型）の所要数が使用可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十七条（1. 14） 「電源設備(手順等)」では、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する（手順等を定める）こと。 ④ 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（可搬型）は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行うために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）） ⑤ ②に含まれる設備 ⑥ 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（可搬型）は1N要求設備であり、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給するため、それぞれ電源融通に必要なケーブル1セットを所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2） ⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 2） a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目1, 2が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回、可搬型設備は3ヶ月に1回、外観点検により、使用可能であることを確認する。	
項目 ②	運転上の制限 ③														
号炉間電力融通電気設備	所要数が使用可能であること														
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤	所要数⑥													
運転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換	号炉間電力融通ケーブル（常設）	1セット※1													
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	1セット※1													
(2) 確認事項 <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目 ⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>当直長</td> </tr> <tr> <td>2. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>モバイル 設備管理GM</td> </tr> </tbody> </table>		項目 ⑦	頻度	担当	1. 号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	2. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM					
項目 ⑦	頻度	担当													
1. 号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	当直長													
2. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	モバイル 設備管理GM													

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 要求される措置				<p>⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（可搬型）は、1N要求設備であるため、所要数を満足していない場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)）</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A1.1., A2.1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である非常用ディーゼル発電機が該当し、動作可能確認の完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A1.2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した「常設代替交流電源設備」（第一ガスタービン発電機）が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>【準備時間】 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（可搬型）による受電操作に必要な時間は約1時間55分及び約4時間5分である。第一ガスタービン発電機による受電操作に必要な時間は約50分で、より短時間で準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。（添付-3）</p> <p>A1.3. 当該システムを動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>A2.2.1. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した「第二代替交流電源設備」（第二ガスタービン発電機）が該当し、完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p> <p>【準備時間】 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び（可搬型）による受電操作に必要な時間は約1時間55分及び約4時間5分である。第二ガスタービン発電機による受電操作に必要な時間は約1時間20分で、より短時間で準備可能であることから、時間短縮の補完措置は不要である。（添付-3）</p> <p>A2.2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置（ケーブルの補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限（1N未満）である「3日間」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
運転 起動 高温停止	A. 所要数を満足していない場合	<p>A1.1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A1.2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*2が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A1.3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p> <p>又は</p> <p>A2.1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A2.2.1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*3が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A2.2. 2. 当直長は、代替措置*3+を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</p> <p>及び</p> <p>A2.3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>30日間</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p> <p>3日間</p> <p>10日間</p>		
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	<p>B1. 当直長は、高温停止にする。</p> <p>及び</p> <p>B2. 当直長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
適用される原子炉の状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
冷温停止 燃料交換	A. 所要数を満足していない場合	<p>A1. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。</p> <p>及び</p> <p>A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。</p> <p>及び</p> <p>A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{*2}が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備^{*3}が動作可能であることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>A3. 2.3. 当直長は、代替措置^{*3+4}を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p>	<p>A2. 3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAOT上限の「10日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1. 1. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、確認台数については1台とする。</p> <p>A3. 1. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1. 2. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるA2. 2. 1. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A3. 2.3. 【運転、起動及び高温停止】におけるA2. 2. 2. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
<p>※1：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。</p> <p>※3：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいう。</p> <p>※3+4：代替品の補充等。</p>					

**66-12-3の範囲
赤線にて示す**

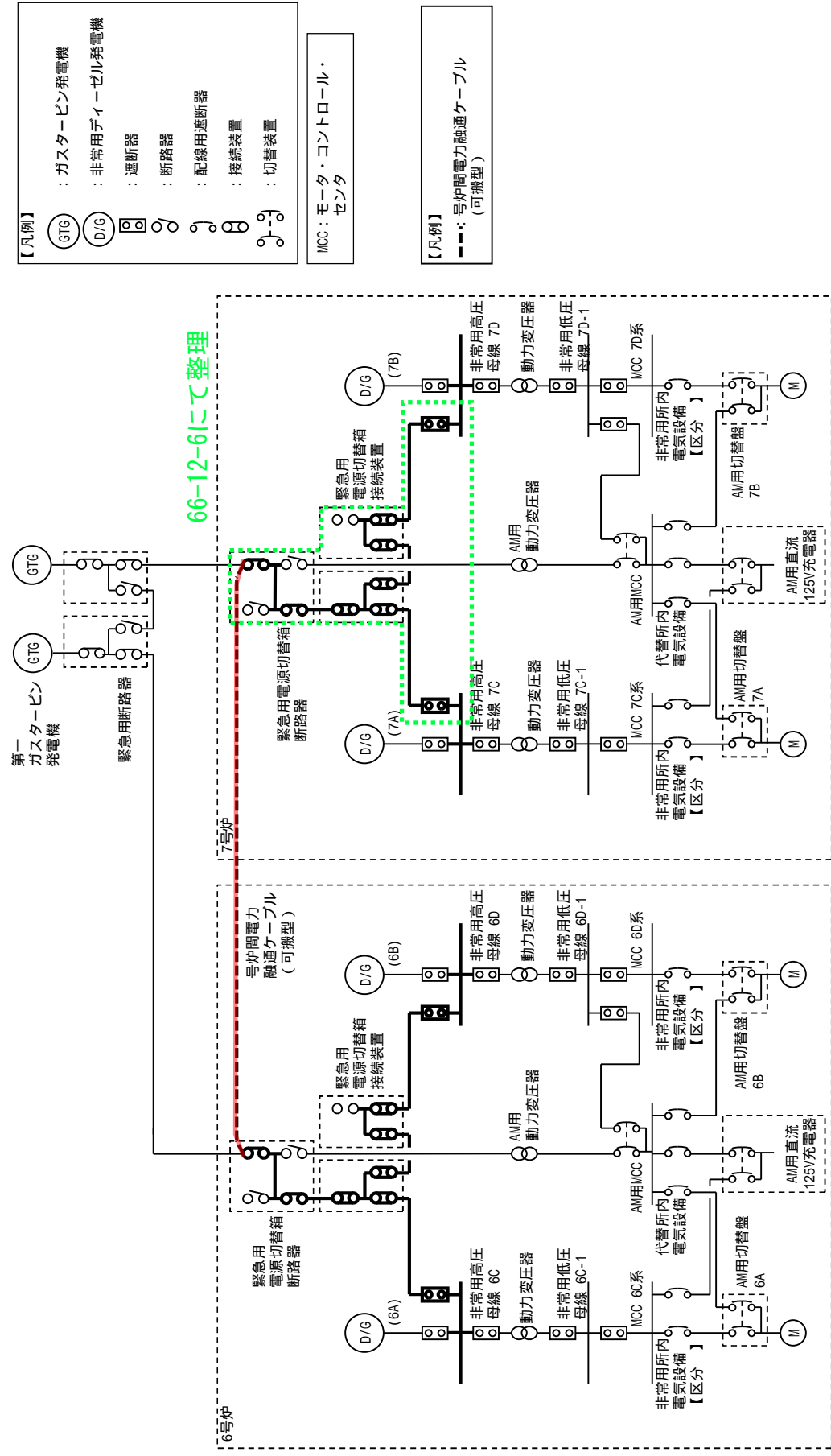


66-12-6にて整理

- 【凡例】
- GTG : ガスタービン発電機
 - D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - 遮断器
 - 断路器
 - 配線用遮断器
 - 接続装置
 - 切替装置
- MCC : モータ・コントロール・センタ
- : 号炉間電力融通ケーブル(常設)
(手動で接続する箇所)
- 【凡例】

第 10.2 - 8 図 代替電源設備系統概要図 (号炉間電力融通電気設備による給電)
(号炉間電力融通ケーブル(常設)による給電)

66-12-3の範囲
赤線にて示す



第 10.2 - 9 図 代替電源設備系統概要図 (号炉間電力融通電気設備による給電)
(号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による給電)

所要数・必要容量
関連箇所を下線にて示す

号炉間電力融通ケーブル（常設）は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 式として使用する。保有数は、号炉間電力融通ケーブル（常設）の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 1 式（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

AM 用直流 125V 充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が，事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリ（16KL）は，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに，燃料を補給できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，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 1 台（6

容 量 約 4kL/台

(3) 号炉間電力融通電気設備

- a. 号炉間電力融通ケーブル（常設）（6号及び7号炉共用）

個 数 1

- b. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6号及び7号炉共用）

個 数 1

(4) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

- a. 直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

組 数 1

電 圧 125V

容 量 約 10,000Ah

（直流 125V 蓄電池 A : 約 6,000Ah

直流 125V 蓄電池 A-2 : 約 4,000Ah）

- b. AM 用直流 125V 蓄電池

組 数 1

電 圧 125V

容 量 約 3,000Ah

- c. 直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用電源設備（通常運転時等）
- ・非常用電源設備（重大事故等時）

個 数 2

所要数
関係箇所を下線にて示す

2.32 号炉間電力融通ケーブル (常設)

名 称		<u>号炉間電力融通ケーブル (常設)</u> <u>(6,7号機共用)</u>	
容 量	A/本	258.3	
個 数	—	<u>1相分1本の3相分3本を1セット</u>	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>(概要)</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する号炉間電力融通ケーブル (常設) は、以下の機能を有する。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル (常設) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、号炉間電力融通ケーブル (常設) を、6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、非常用所内電源設備に電力を融通できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル (常設) の電圧は、メタルクラッド開閉装置の負荷電圧と同じ 6900V とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>号炉間電力融通ケーブル (常設) は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機の負荷容量を供給できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル (常設) の容量は、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す第一ガスタービン発電機の負荷容量 1989kW に対し、以下のとおり 208.1A を上回る、258.3A/本とする。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{1989}{\sqrt{3} \times 6.9 \times 0.8} \doteq 208.1$ <p>ここで、</p> <p>I : 電流 (A)</p> <p>Q : 第一ガスタービン発電機の負荷容量 (kW)</p> <p>V : 電圧 (kV)</p> <p>2. 個数</p> <p>号炉間電力融通ケーブル (常設) は、重大事故等対処設備として炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するために必要な個数である <u>1相分1本の3相分3本を1セット</u> 設置する。</p>			

K7 ① V-1-1-5-別添2 R1

2.33 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

名 称		<u>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）</u> <u>（6,7号機共用）</u>	
容 量	A/本	258.3	
個 数	—	<u>1相分1本の3相分3本を1セット</u>	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>（概要）</p> <p>重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、以下の機能を有する。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために設置する。</p> <p>系統構成は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を、6号機及び7号機の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、非常用所内電源設備に電力を融通できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の電圧は、メタルクラッド開閉装置の負荷電圧と同じ6900Vとする。</p> <p>1. 容量</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、重大事故等時に必要な容量に基づき設計した第一ガスタービン発電機の負荷容量を供給できる設計とする。</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の容量は、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」にて示す第一ガスタービン発電機の負荷容量 1989kW に対し、以下のとおり 208.1A を上回る、258.3A/本とする。</p> $I = \frac{Q}{\sqrt{3} \cdot V \cdot 0.8} = \frac{1989}{\sqrt{3} \times 6.9 \times 0.8} \doteq 208.1$ <p>ここで、</p> <p>I : 電流 (A)</p> <p>Q : 第一ガスタービン発電機の負荷容量 (kW)</p> <p>V : 電圧 (kV)</p> <p>2. 個数</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の保有数は、号炉間電力融通ケーブル（常設）の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、6号機及び7号機共用で、<u>1相分1本の3相分3本を1セット</u>保管する。</p>			

K7 ① V-1-1-5-別添2 R1

同等な機能を有する説明 (準備時間)
 関連箇所を赤枠にて示す

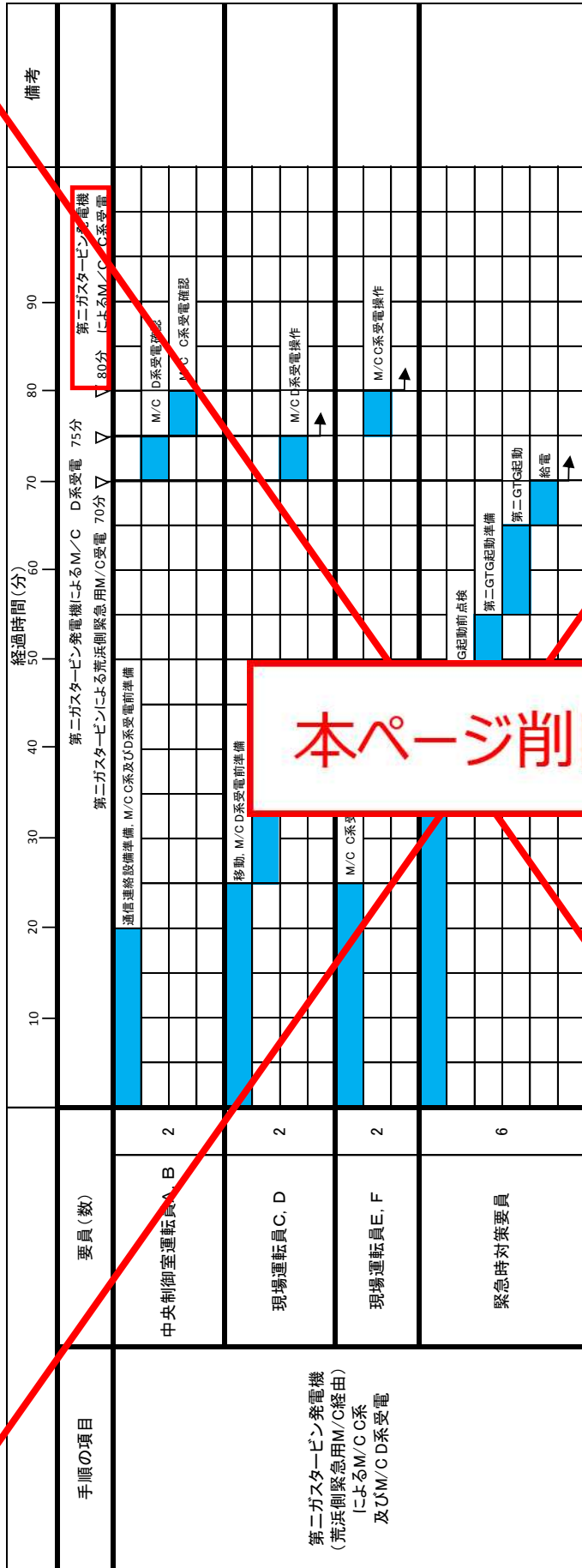
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		30	60	90	120	150	180	210	240	270				
号炉間電力融通ケーブル を使用した M/C C系又はM/C D系受電 (屋外保管の号炉間電力 融通ケーブル(可搬型) 使用の場合)	中央制御室運転員A, B (当該号炉)	負荷切替え、非常用ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系給電準備 85分		電力融通 (屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合) 245分※										
	中央制御室運転員a, b (他号炉)	通信連絡設備準備、M/C C系又はM/C D系受電前準備		M/C C系又はM/C D系受電確認										
	現場運転員c, d (他号炉)	負荷停止、負荷切替		移動、電路構成										
	現場運転員e, f (他号炉)	負荷停止、負荷切替		M/C C系又はM/C D系給電準備										
	現場運転員C, D (当該号炉)	受電前準備		移動、ケーブル接続前準備 ※1										
	緊急時対策要員			ケーブル敷設※2										
				ケーブル接続										
				ケーブル接続										
				ケーブル接続										
				ケーブル接続										

※3 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、約115分で可能である。

第 1.14.16 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60							
第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 M/C C系及び M/C D系受電	中央制御室運転員A 1	第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 20分												
		50分 第一ガスタービン発電機によるM/C C系受電												
	▽													
	第一GTG起動													
	給電													
	M/C D系受電前準備、通信経路準備													
	M/C D系受電確認													
	M/C C系受電前準備													
	M/C C系受電確認													
	移動、M/C D系受電前準備													
M/C D系受電操作														
▲														
移動、M/C D系受電前準備														
移動、M/C C系受電前準備														
M/C C系受電操作														
▲														

第 1.14.8 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)
タイムチャート



第 1.14.9 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第二ガスタービン発電機(荒浜側緊急用 M/C 経由)による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)
タイムチャート

1.4 自主対策設備について
1.4.1 第二代替交流電源設備
1.4.1.1 主要設備

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として、第二代替交流電源設備を設ける設計とする。また、第二代替交流電源設備は軽油タンクからタンクローリ（16kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

第二代替交流電源設備は、第二ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ（16kL）、電路、計測制御装置等で構成し、第二ガスタービン発電機を設置場所での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。第二ガスタービン発電機の燃料は、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料タンクのタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。第二代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

本ページ削除

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、必要な場合に遮断器操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び軽油タンクは、必要な場合に弁操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は、接続先の系統と分離して保管し、必要な場合に接続、弁操作等により系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

1.4.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 第二ガスタービン発電機 (6号及び7号炉共用)

ガスタービン

個数 : 2
 使用燃料 : 軽油
 出力 : 約 3,600kW/台

発電機

個数 : 2
 種類 : 同期発電機
 容量 : 約 4,500kVA/台 (連続定格 約 3,687.5kVA)
 力率 : 0.8
 電圧 : 6.9kV
 周波数 : 50Hz
 取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

(2) 第二ガスタービン給水ポンプ (6号及び7号炉共用)

種類 : 電動機
 容量 : 約 1.5kW/台
 最高使用圧力 : 静水頭
 最高使用温度 : 66℃
 個数 : 2
 取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

(3) 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (6号及び7号炉共用)

種類 : スクリュー式
 個数 : 2
 容量 : 約 3.0m³/h/台
 揚程 : 約 50m
 原動機出力 : 約 1.5kW/台
 取付箇所 : 荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の屋外

本ページ削除

号炉間融通ケーブルのLCOの範囲について

融通元である6号炉非常用ディーゼル発電機(DG)の位置付けについて、設計及び工事計画認可申請書の内容も踏まえて整理した。

- ・設置許可基準規則57条を踏まえた当社の設置許可段階での整理として、号炉間融通にあたっては他号炉の電源については特定しておらず、号炉間で電力を融通できる設備、手段を確保することとしている。
- ・設置許可の整理を踏まえ、設計及び工事計画認可申請書、保安規定申請対象の7号炉としては、他号炉である6号炉の電力を融通するための接続に関する設備、手段の確保が要求事項と整理している。融通元の電源については6号炉DGに限るものではなく、特定していない。
(なお、6号炉DGは設置許可において6、7号炉の共用設備としては位置付けてはいない。)
- ・以上より、7号炉における号炉間融通に必要な接続に係る設備と体制の整備が保安規定において管理すべき事項と考えており、設備に係るLCOの範囲としては「号炉間融通ケーブル(常設、可搬)」としている。これは設置許可の整理、設計及び工事計画認可申請書の範囲とも整合している。
- ・共用設備のうち、7号炉設備として、6号炉電源等を期待している設備は無く、号炉間融通の電源のみの論点と考えている。

以上

保安規定第 6 6 条

表 6 6 - 1 3 「計装設備」

6 6 - 1 3 - 1 「主要パラメータ及び代替パラメータ」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する S A 設備の選定

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

- (2) 設置変更許可申請書 添付十 (所要数, 必要容量)

添付-3 同等な機能を有することの説明

- (1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1

(代替パラメータによる主要パラメータの推定)

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考																					
表66-13 計装設備 66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ ① (1) 運転上の制限 <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目 ②</th> <th>運転上の制限 ③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1チャンネル以上が監視可能であること※1※3</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器隔離時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：主要パラメータ及び代替パラメータに記載する[]は，有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。有効監視パラメータは運転上の制限を適用しないが，要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。</p> <p>1. 原子炉圧力容器内の温度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">適用される 原子炉の状態④</th> <th>主要パラメータ</th> <th colspan="2">代替パラメータ</th> </tr> <tr> <th>要素</th> <th>要素</th> <th>推定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4</td> <td rowspan="3">原子炉圧力容器温度</td> <td>①主要パラメータの他チャンネル</td> <td>原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。</td> </tr> <tr> <td>②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)</td> <td>飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。</td> </tr> <tr> <td>③残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合</p>		項目 ②	運転上の制限 ③	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3	適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ		要素	要素	推定方法	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。	②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。	③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。	<p>① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1. 15）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう，主要パラメータについては1チャンネル以上が監視可能であること，代替パラメータについては主要パラメータの推定が可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1），添付-2）</p> <p>・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十八条（1. 15） 「計装設備（事故時の計装に関する手順等）」として，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設ける（手順等を定める）こと。</p> <p>なお，プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器隔離時は，運転上の制限を満足していないとはみなさないこととする。 また，代替パラメータについて，推定方法が複数ある場合には，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさないこととする。</p> <p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>【原子炉圧力容器内の温度】 炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり，原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間として適用する必要があることから，適用される原子炉の状態は「運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合又は（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合）」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
項目 ②	運転上の制限 ③																							
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること※1※3																							
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること※1※2※3																							
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ																						
	要素	要素	推定方法																					
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※4	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。																					
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。																					
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。																					

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考	
(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合						
2. 原子炉压力容器内の圧力						
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素				
			推定方法			
運 転 起 動 高温停止 冷温停止	原子炉圧力	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【原子炉压力容器内の圧力】 低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷を確認するために必要な設備であり、原子炉压力容器が開放されるまでの期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止及び冷温停止」とする。		
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA) により推定する。			
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉压力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。			
		①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。			
	原子炉圧力 (SA)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉压力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
3. 原子炉圧力容器内の水位					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{*5}	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位 (広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。		
		③高压代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ③復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高压炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。		
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④格納容器内圧力 (S/C)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。		
		原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位 (燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
			②原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA) により推定する。	
			③高压代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ③復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高压炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量	機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。	
			④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④格納容器内圧力 (S/C)	差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	
	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))				
	【原子炉圧力容器内の水位】 炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。				

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【原子炉圧力容器内の水位】 炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※5	原子炉水位 (SA)	推定方法 ①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系系統 流量 ②復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量) ②復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量) ②原子炉隔離時冷却系 系統流量 ②高圧炉心注水系系統 流量 ②残留熱除去系系統流 量 機器動作状態にある流 量より、崩壊熱による 原子炉水位変化量を考 慮し、原子炉圧力容器 内の水位を推定する。 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C) 差圧から原子炉圧力容 器の満水を推定する。		
※5：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合				

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考		
4. 原子炉圧力容器への注水量			<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉圧力容器への注水量】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 高圧代替注水系系統流量及び原子炉隔離時冷却系系統流量については、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の適用期間と同様に、「運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）」とする。 高圧炉心注水系系統流量については、高圧炉心注水系の適用期間と同様に、「運転、起動及び高温停止」とする。</p>			
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法				
運 転 起 動 ^{※6} 高温停止 ^{※6}	高圧代替注水系 系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA)			水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)			注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。	
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA)			水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)			注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。	
	高圧炉心注水系 系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA)			水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)			注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。	
<p>※6：高圧代替注水系系統流量及び原子炉隔離時冷却系系統流量については、原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合に適用する。</p>						

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉圧力容器への注水量】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。</p>
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※7	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) を推定する。	
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) を推定する。	
	残留熱除去系 系統流量	①サプレッション・チェンバ・プール水位	水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。	
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。	
<p>※7：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。</p> <p>(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合</p> <p>(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合</p>				

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
5. 原子炉格納容器への注水量				
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素		<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器への注水量】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。</p>
運 転 起 動 高温停止	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。	
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
		②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。	

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考	
6. 原子炉格納容器内の温度						
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の温度】 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
	要素	要素	推定方法			
ドライウエル 雰囲気温度		①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。			
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。			
		③格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。			
運転 起動 高温停止	サブプレッション・ チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。			
		②格納容器内圧力 (S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。			
		④ [サブプレッション・チェンバ気体温度]	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により、温度を推定する。			
サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度		①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。			
		②サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
7. 原子炉格納容器内の圧力					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
運 転 起 動 高温停止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【原子炉格納容器内の圧力】 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。
		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。		
		③ [格納容器内圧力 (D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。		
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。		
		②サプレッション・チェンバ氣體温度	飽和温度/圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ氣體温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。		
		③ [格納容器内圧力 (S/C)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。		
					運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考	
8. 原子炉格納容器内の水位						
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の水位】 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
	要素	要素	推定方法			
運 転 起 動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。			
		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。			
		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。			
		④[サプレッション・チェンバ・プール水位]	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。			
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。			
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。			
		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考			
9. 原子炉格納容器内の水素濃度								
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の水素濃度】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>		
	要素	要素	推定方法					
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。					
		②格納容器内水素濃度(SA)	格納容器内水素濃度(SA)により推定する。					
	格納容器内 水素濃度(SA)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内水素濃度(SA)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。					
		②格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度により推定する。					
10. 原子炉格納容器内の放射線量率								
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ					<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【原子炉格納容器内の放射線量率】 燃料損傷を推定するために必要な設備であり、炉心の著しい損傷が発生するリスクが大きい期間として、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	
	要素	要素	推定方法					
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル(D/W)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。					
		②[エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。					
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル(S/C)	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。					
		②[エリア放射線モニタ]	監視可能であれば、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。					

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考	
11. 未臨界の維持又は監視						
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【未臨界の維持又は監視】 制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するために必要な設備であることから、保安規定第27条に準じた期間とする。	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
	要素	要素	推定方法			
	起 動※ ⁸ 高温停止 冷温停止 燃料交換※ ⁹	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
②平均出力領域モニタ			平均出力領域モニタにより推定する。			
		③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。			
運 転 起 動	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。			
		②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。			
		③ [制御棒操作監視系]	制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。			
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。			
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。			
※8：計数領域の場合に適用する。 ※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。						

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
12. 最終ヒートシンクの確保 (1) 代替循環冷却系				④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 代替循環冷却系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。	
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
運 転 起 動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル	サプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②サプレッション・チェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。		
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	①サプレッション・チェンバ・プール水温度	熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。		
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) を推定する。		
②原子炉压力容器温度		原子炉压力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
運 転 起 動 高温停止	復水補給水系 流量 (RHR B系 代替注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プール水位	復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。		
		②サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。		
	復水補給水系 流量 (格納容器下部注水流量)	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プール水位	復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器下部への注水量を推定する。		
		②格納容器下部水位	注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(2) 格納容器圧力逃がし装置				<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 格納容器圧力逃がし装置と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法			
運 転 起 動 高温停止	フィルタ装置 水位	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水位の1 チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。		
	フィルタ装置 入口圧力	①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) 又 は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納 容器圧力逃がし装置の 健全性を推定する。		
	フィルタ装置 出口放射線 モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置出口放射 線モニタの1チャンネル が故障した場合は、他 チャンネルにより推定 する。		
	フィルタ装置 水素濃度	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水素濃度 の1チャンネルが故障 した場合は、他チャン ネルにより推定する。		
		②格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水 素ガスが格納容器圧力 逃がし装置の配管内を 通過することから、格 納容器内水素濃度 (SA) に より推定する。		
	フィルタ装置 金属フィルタ 差圧	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置金属フィ ルタ差圧の1チャン ネルが故障した場合は、他 チャンネルにより推定 する。		
フィルタ装置 スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	フィルタ装置水位によ りベントガスに含まれ る水蒸気の凝縮による スクラバ水の希釈状況 により推定する。			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 耐圧強化ベント系					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
運 転 起 動 高温停止	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	①主要パラメータの他 チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【最終ヒートシンクの確保(耐圧強化ベント系)】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 耐圧強化ベント系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。
	フィルタ装置 水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。		
(4) 残留熱除去系					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※10	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	熱交換器ユニットの熱交換量評価から推定する。		
		②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。		
残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。			
※10：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合					

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
13. 格納容器バイパスの監視 (1) 原子炉压力容器内の状態				④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【格納容器バイパスの監視（原子炉压力容器内の状態）】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。	
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法			
運 転 起 動 高 温 停 止	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位(広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)により推定する。		
	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉水位(燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)により推定する。		
	原子炉水位(SA)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)により推定する。		
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②原子炉圧力(SA)	原子炉圧力(SA)により推定する。		
		③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA) ③原子炉压力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。		
		①原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。		
	原子炉圧力(SA)	②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA) ②原子炉压力容器温度	飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉压力容器内の圧力を推定する。		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考	
(2) 原子炉格納容器内の状態						
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
	要素	要素	推定方法			
運 転 起 動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他 チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。			
		②格納容器内圧力 (D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。			
	格納容器内 圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。			
②ドライウエル雰囲気 温度		飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。				
		③[格納容器圧力 (D/W)]	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。			
(3) 原子炉建屋内の状態						
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			【格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。	
	要素	要素	推定方法			
運 転 起 動 高温停止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。			
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。			
	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。			
		② [エリア放射線モニタ]	エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。			

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考	
14. 水源の確保					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【水源の確保】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
	要素	要素	推定方法		
	① 高压代替注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。	② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 復水移送ポンプ吐出圧力		
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※11	復水貯蔵槽 水位 (SA)	③ [復水貯蔵槽水位]	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。		
※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合					

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考	
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法	<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【水源の確保】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 保安規定第46条(サブプレッションプール水位)で要求される期間と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>	
運 転 起 動 高温停止	サブプレッ ション・チェンバ・プ ール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量			サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。 また、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。
		②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力			復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。
		③ [サブプレッション・チェンバ・プール水位]	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
15. 原子炉建屋内の水素濃度					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
			推定方法		
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換※12	原子炉建屋 水素濃度※13	①主要パラメータの他チャンネル	原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	【原子炉建屋内の水素濃度】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
		②静的触媒式水素再結合器動作監視装置※14	静的触媒式水素再結合器動作監視装置(静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定)により推定する。		
※12: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 ※13: 「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」において運転上の制限等を定める。 ※14: 1チャンネルとは1個の静的触媒式水素再結合器の出入口に設置している2個の静的触媒式水素再結合器動作監視装置をいう。					
16. 原子炉格納容器内の酸素濃度					
適用される 原子炉の状態④	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素		④	
			推定方法		
運 転 起 動 高温停止	格納容器内 酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	【原子炉格納容器内の酸素濃度】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備であり、原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」とする。	
		②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。 事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
17. 使用済燃料プールの監視 ^{※15}				<p>④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))</p> <p>【使用済燃料プールの監視】 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握するために必要な設備であり，使用済燃料プールに燃料を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから，適用される原子炉の状態は「使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。</p>	
適用される原子炉の状態④	主要パラメータ	代替パラメータ			
	要素	要素	推定方法		
使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により，水位・温度を推定する。		
		②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて，使用済燃料プールの水位を推定する。		
		③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により，水位・温度を推定する。		
		②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。		
		③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)，(SA) にて水位を測定した後，水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。		
		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。		
①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)		使用済燃料貯蔵プール水位・温度，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタにて，使用済燃料プールの状態を推定する。			
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)				
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)				

※15：「66-9-3 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項				
項目 ⑤	頻度	担当		
1. 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	当直長	<p>⑤ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する) 項目2が該当。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施し、確認事項は、保安規定第27条(計測及び制御設備)の各チャンネルと同様、チャンネル校正を行う。</p> <p>b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目1が該当。 通常運転中の確認事項は、指示値により動作不能でないことの確認(振切れや他の計器との差異の有無等の確認)を行う。 頻度は、設計基準事故対処設備のサーバランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。</p>	
2. チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	計測制御GM		
(3) 要求される措置 ⑥			<p>⑥ 運転上の制限を満足していない場合の条件及び措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3),添付-3)</p> <p>計装設備は、1N要求設備であるため、主要パラメータを計測する計器、代替パラメータを計測する計器又はその両方が動作不能となった場合を条件として記載する。</p> <p>A1. 主要パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを代替するパラメータ(代替パラメータ)を計測する計器が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>A2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合の措置を準用)。</p> <p>A3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、代替パラメータによる監視により主要パラメータの推定は可能である。</p> <p>B1. 代替パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを計測する計器が動作可能であることを“速やかに”確認する。</p> <p>B2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を“速やかに”講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合の措置を準用)。</p> <p>B3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、主要パラメータが動作可能であれば重大事故等時の対応は可能である。</p> <p>C1. 主要パラメータを計測する計器及び代替パラメータを計測する計器がともに動作不能になった場合、いずれかの計器を復旧させる。完了時間は、主要パラメータを</p>	
条件	要求される措置	完了時間		
A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A1. 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 及び A3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 30日間		
B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B1. 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 及び B2. 当直長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 及び B3. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 30日間		
C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合	C1. 当直長は、当該機能の主要パラメータ又は代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	3日間		
D. 運転、起動又は高温停止において条件A、B又はCの措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当直長は、高温停止にする。	24時間		
	D2. 当直長は、低温停止にする	36時間		
E. 低温停止、燃料交換において条件A、B又はCの措置を完了時間以内に達成できない場合	E1. 当直長は、当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに		

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>監視する機能が全喪失となることから「3日間」とする。</p> <p>D 1., D 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>E 1. 当該計器を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p>	

66-13-1の範囲
赤枠にて示す

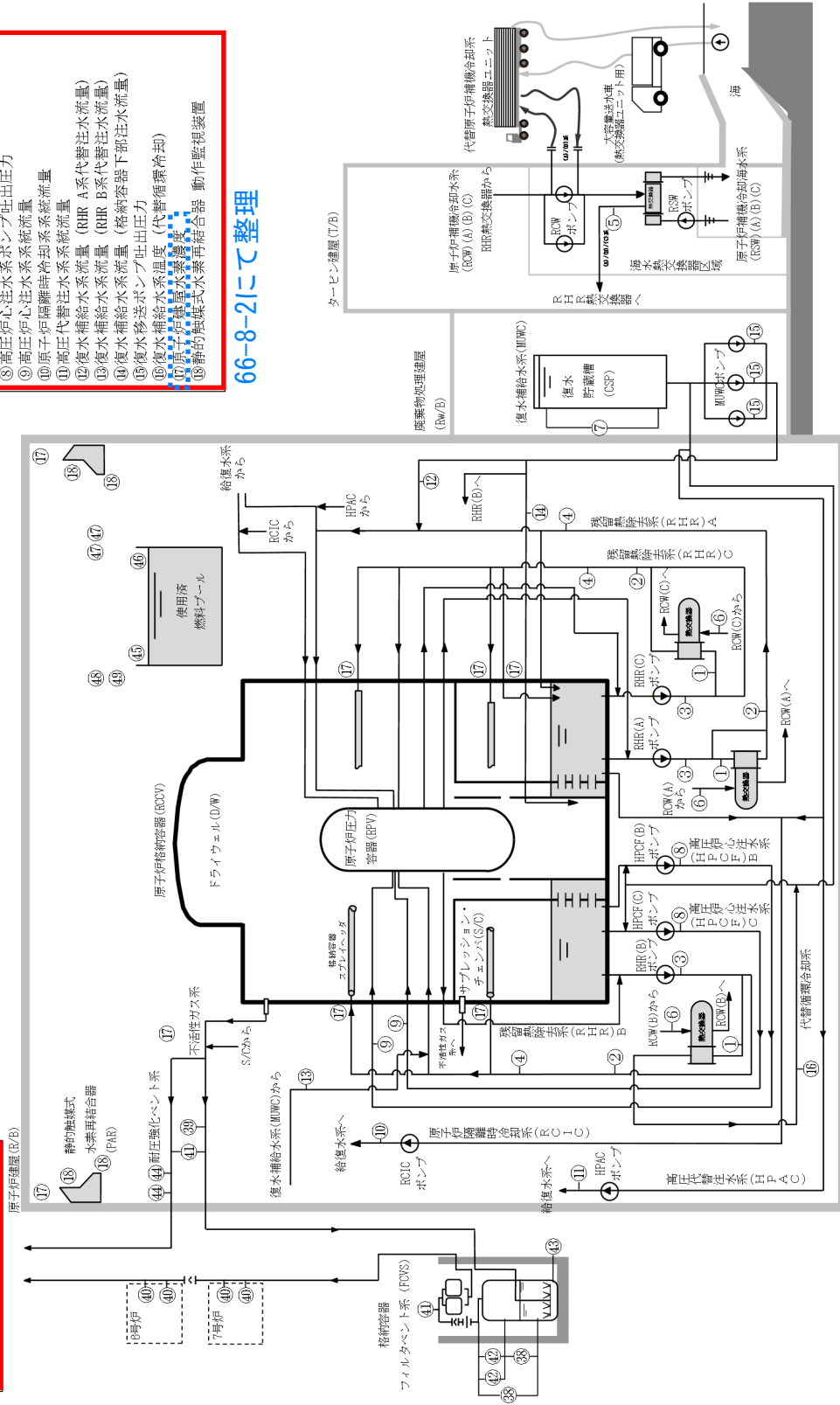
- ③フィルタ装置水位
- ④フィルタ装置入口放射線モニタ
- ⑤フィルタ装置出口放射線モニタ
- ⑥フィルタ装置水素濃度
- ⑦フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ⑧フィルタ装置スクラバ水pH
- ⑨耐圧強化ベント系放射線モニタ

66-9-3にて整理

- ⑤使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑥使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑦使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ⑧使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑨使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

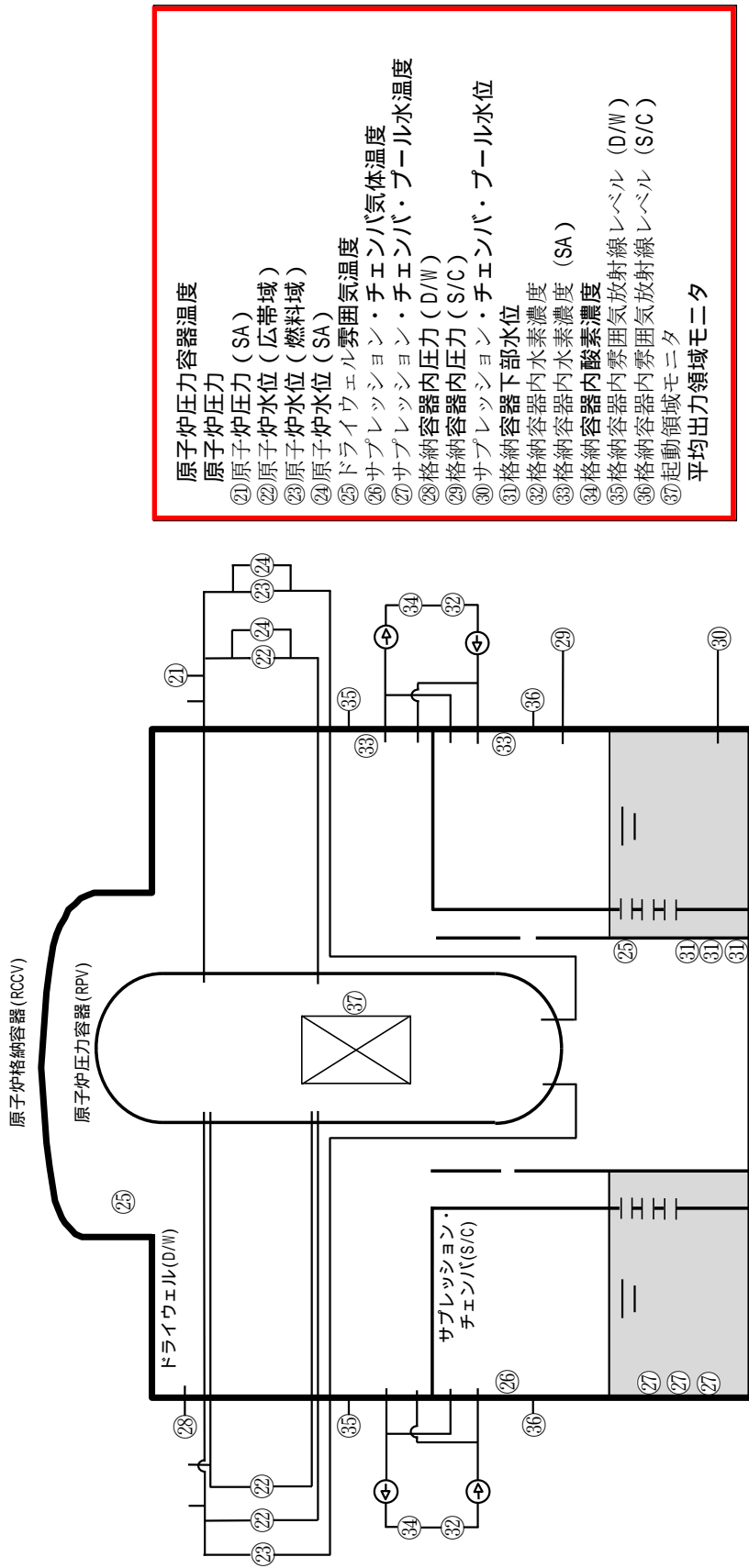
- ①残留熱除去系熱交換器入口温度
- ②残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④残留熱除去系系統流量
- ⑤原子炉相隣冷却系熱交換器入口冷却水流量
- ⑥復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑦高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
- ⑧高圧炉心注水系系統流量
- ⑨原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑩高圧代替注水系系統流量
- ⑪高圧代替注水系流量 (RHR A系代替注水流量)
- ⑫高圧代替注水系流量 (RHR B系代替注水流量)
- ⑬復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量)
- ⑭復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑮復水補給水系統温度 (代替循環冷却)
- ⑯原子炉建屋水素濃度
- ⑰原子炉建屋水素濃度
- ⑱静的触媒式水素再結晶器 動作監視装置

66-8-2にて整理



第 6.4 - 1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その 1)

66-13-1の範囲
赤枠にて示す



第 6.4 - 1 図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その 2)

第 6.4 - 1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉压力容器温度

個 数	2
計測範囲	0 ~ 350

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	0 ~ 10MPa[gage]

(3) 原子炉圧力（SA）

個 数	1
計測範囲	0 ~ 11MPa[gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	-3,200 ~ 3,500mm ^{*1}

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計測範囲	-4,000 ~ 1,300mm ^{*2}

(6) 原子炉水位 (SA)

個 数	1
	1
計測範囲	-3,200 ~ 3,500mm ^{*1}
	-8,000 ~ 3,500mm ^{*1}

(7) 高压代替注水系系統流量

個 数	1
計測範囲	0 ~ 300m ³ /h

(8) 原子炉隔離時冷却系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計測範囲	0 ~ 300m ³ /h

(9) 高压炉心注水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計測範囲	0 ~ 1,000m ³ /h

(10) 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)

個 数	1
計測範囲	6号炉 0 ~ 200m ³ /h
	7号炉 0 ~ 150m ³ /h

(11) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)

個 数	1
計測範囲	0 ~ 350m ³ /h

(12) 残留熱除去系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	0 ~ 1,500m ³ /h

(13) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)

個 数	1
計測範囲	6号炉 0 ~ 150m ³ /h
	7号炉 0 ~ 100m ³ /h

(14) ドライウェル雰囲気温度

個 数	2
計測範囲	0 ~ 300

(15) サプレッション・チェンバ気体温度

個 数	1
計測範囲	0 ~ 300

(16) サプレッション・チェンバ・プール水温度

個 数	3
計測範囲	0 ~ 200

(17) 格納容器内圧力 (D/W)

個 数	1
計測範囲	0 ~ 1,000kPa[abs]

(18) 格納容器内圧力 (S/C)

個 数	1
計測範囲	0 ~ 980.7kPa[abs]

(19) サプレッション・チェンバ・プール水位

個 数	1
計測範囲	-6 ~ 11m (T.M.S.L. -7,150 ~ +9,850mm) *3

(20) 格納容器下部水位

個 数	3
計測範囲	+1m , +2m , +3m (T.M.S.L. -5,600mm , -4,600mm , -3,600mm) *3

(21) 格納容器内水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・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

個 数	2
計測範囲	6号炉 0 ~ 30vol% 7号炉 0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%

(22) 格納容器内水素濃度 (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	2
計測範囲	0 ~ 100vol%

(23) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(24) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(25) 起動領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉核計装

個 数 10

計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

0 ~ 40%又は0 ~ 125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(26) 平均出力領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉核計装

個 数 4⁴

計測範囲 0 ~ 125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(27) 復水補給水系温度 (代替循環冷却)

個 数 1

計測範囲 0 ~ 200

(28) フィルタ装置水位

個 数 2

計測範囲 0 ~ 6,000mm

(29) フィルタ装置入口圧力

個 数 1

計測範囲 0 ~ 1MPa[gage]

(30) フィルタ装置出口放射線モニタ

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(31) フィルタ装置水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数 2

計測範囲 0 ~ 100vol%

(32) フィルタ装置金属フィルタ差圧

個 数 2

計測範囲 0 ~ 50kPa

(33) フィルタ装置スクラバ水 pH

個 数 1

計測範囲 pH0 ~ 14

(34) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(35) 残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 3

計測範囲 0 ~ 300

(36) 残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 3

計測範囲 0 ~ 300

(37)原子炉補機冷却水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	6号炉 区分 , 0~4,000m ³ /h 区分 0~3,000m ³ /h 7号炉 区分 , 0~3,000m ³ /h 区分 0~2,000m ³ /h

(38)残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	6号炉 0~2,000m ³ /h 7号炉 0~1,500m ³ /h

(39)高压炉心注水系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計測範囲	0~12MPa[gage]

(40)残留熱除去系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計測範囲	0~3.5MPa[gage]

(41)復水貯蔵槽水位 (SA)

個 数	1	
計測範囲	6号炉	0～16m
	7号炉	0～17m

(42)復水移送ポンプ吐出圧力

個 数	3
計測範囲	0～2MPa[gage]

(43)原子炉建屋水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	8
計測範囲	0～20vol%

(44)静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	4
計測範囲	0～300

(45)格納容器内酸素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・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

個 数	2
計測範囲	6号炉 0～30vol%
	7号炉 0～10vol% / 0～30vol%

(46)使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(47)使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(48)使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(49)使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)

第 4.3 - 1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(50)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。

*1 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉压力容器零レベルより 1,224cm)

*2 : 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉压力容器零レベルより 905cm)

*3 : T.M.S.L. = 東京湾平均海面

*4 : 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

c. 可搬型スプレイヘッド (6号及び7号炉共用)

数 量 1 (予備1)

d. 常設スプレイヘッド

数 量 1

(2) 原子炉建屋放水設備

a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) (6号及び7号炉共用)

第 9.7 - 1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の
主要機器仕様に記載する。

b. 放水砲 (6号及び7号炉共用)

第 9.7 - 1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の
主要機器仕様に記載する。

(3) 使用済燃料プール監視設備

a. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数 1 (検出点 14 箇所)

計測範囲 水位 6号炉 T.M.S.L. 20,180 ~ 31,170mm

7号炉 T.M.S.L. 20,180 ~ 31,123mm

温度 0 ~ 150

b. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数 1 (検出点 8 箇所)

計測範囲 水位 6号炉 T.M.S.L. 23,420 ~ 30,420mm

7号炉 T.M.S.L. 23,373 ~ 30,373mm

温度 0 ~ 150

c. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第 8.1 - 2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

d. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1

(4) 燃料プール冷却浄化系

a. ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系

台 数 1（予備 1¹）

容 量 約 250m³/h/台

全揚程 約 80m

1 6号炉は代替循環冷却系と同時に使用する
場合を除く。

b. 熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系

基 数 1（予備 1²）

伝熱容量 約 1.9MW

2 代替循環冷却系と同時に使用する
場合を除く。

(2) プロセス放射線モニタリング設備

a. 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

b. 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

c. フィルタ装置出口放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・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

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・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

個 数	2
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

(3) エリア放射線モニタリング設備

a. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

高レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

低レンジ

個 数	1
計測範囲	6号炉 $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$
	7号炉 $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

b. 可搬型エリアモニタ（対策本部）（6号及び7号炉共用）

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）

種 類	半導体
計測範囲	0.001 ~ 99.9mSv/h

個 数 1（予備1¹）

1 可搬型エリアモニタ（待機場所）と一部

有効監視パラメータ等に関する記載

第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p>

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定 ・ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・ 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・ 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定 ・ 必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・ 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・ 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定 ・ 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・ 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・ 水素濃度を装置の作動状況により推定 ・ エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・ 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・ 使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・ 原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定

第 6.4 - 3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

主要パラメータ		代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
分類	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 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) 残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系統流量 復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系統流量 高圧炉心注水系統流量 残留熱除去系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合, 他チャンネルにより推定する。 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 高圧代替注水系統流量, 復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量), 原子炉隔離時冷却系統流量, 高圧炉心注水系統流量, 残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統流量 復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系統流量 高圧炉心注水系統流量 残留熱除去系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 高圧代替注水系統流量, 復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量), 原子炉隔離時冷却系統流量, 高圧炉心注水系統流量, 残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉压力容器内の水位を推定する。 原子炉压力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
	高圧代替注水系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉压力容器への注水量	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) * 代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) * 代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より格納容器への注水量を推定する。 注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 格納容器内圧力 (S/C) により、上記と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブレーション・チェンバ温度	サブレーション・チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力 (S/C) 【サブレーション・チェンバ気体温度】*2	サブレーション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ・プール水温度によりサブレーション・チェンバ気体温度を推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブレーション・チェンバ気体温度を推定する。 監視可能であればサブレーション・チェンバ気体温度 (常用計器) により、温度を推定する。 推定は、サブレーション・チェンバ内にあるサブレーション・チェンバ・プール水温度を優先する。
	サブレーション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネルサブレーション・チェンバ気体温度	サブレーション・チェンバ・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 サブレーション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ気体温度によりサブレーション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度 【格納容器内圧力 (D/W)】*2	格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) サブレーション・チェンバ気体温度 【格納容器内圧力 (S/C)】*2	格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) により推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。 監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/W) を優先する。

赤四角囲み変更

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 【サブプレッション・チェンバ・プール水位】*2	代替パラメータ*1 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 【サブプレッション・チェンバ・プール水位】*2	サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記) の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合は想定しており、サブプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的 (ウエットウエルベントの操作可否判断 (ベントライン高さ: 4m: 9.1m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。 格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 (推定は、注水先に近い復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) を優先する。
原子炉格納容器下部水位	格納容器下部水位 主要パラメータの他チャンネル 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	赤四角囲み変更 格納容器下部水位の他チャンネル 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	代替パラメータ*1 主要パラメータの他チャンネル 【エリア放射線モニタ】*2	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	赤四角囲み変更 代替パラメータ*1 主要パラメータの他チャンネル 【エリア放射線モニタ】*2	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
起動領域モニタ	起動領域モニタ	代替パラメータ*1 主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ 【制御棒操作監視系】*2	起動領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ 【制御棒操作監視系】*2	代替パラメータ*1 主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 【制御棒操作監視系】*2	平均出力領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	【制御棒操作監視系】*2	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	サプレッション・チェンバ・ブール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ・ブール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 サプレッション・チェンバ・ブール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・ブール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	復水補給水温度（代替循環冷却）	サプレッション・チェンバ・ブール水温度	復水補給水温度（代替循環冷却）の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッション・チェンバ・ブール水温度により推定する。
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）を推定する。 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、注水先の原子炉水位を優先する。
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力（S/C） サプレッション・チェンバ・ブール水位 サプレッション・チェンバ・ブール水温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は原子炉格納容器下部側の流量計である復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力（S/C）、サブプレッション・チェンバ・ブール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。 代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・ブール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力（S/C）、サブプレッション・チェンバ・ブール水位を優先する。
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力（S/C） サプレッション・チェンバ・ブール水位 格納容器下部水位	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力（S/C）、サブプレッション・チェンバ・ブール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力（S/C）、サブプレッション・チェンバ・ブール水位を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル	フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブレーション・チェンバ・プール水温度	残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。	

最終ヒートシンクの確保

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位(SA)	原子炉水位(広帯域), 原子炉水位(燃料域)の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 原子炉水位(広帯域), 原子炉水位(燃料域)の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位(SA)により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位(SA)	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(SA)の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位(広帯域), 原子炉水位(燃料域)により推定する。
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力(SA)により推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力(D/W)	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内圧力(D/W)	格納容器内圧力(S/C) ドライウエル雰囲気温度 [格納容器内圧力(D/W)]*2	格納容器内圧力(D/W)の圧力の監視が不可能となった場合は, 格納容器内圧力(S/C)により推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。 監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により, 圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置, 連通孔及びピント管を介して均圧される格納容器内圧力(S/C)を優先する。
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) [エリア放射線モニタ]*2	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)を優先する。
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) [エリア放射線モニタ]*2	残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)を優先する。

格納容器バイパスの監視

赤四角囲み変更

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 【復水貯蔵槽水位】*2	代替パラメータ*1 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 【復水貯蔵槽水位】*2	復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水流量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
赤四角囲み変更	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 【サブプレッション・チェンバ・プールの水位】*2	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 【サブプレッション・チェンバ・プールの水位】*2	サプレッション・チェンバ・プールの水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プールの水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 サプレッション・チェンバ・プールの水を水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位が確保されていることを推定する。 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールの注水量を優先する。
原子炉建屋内の酸素濃度	原子炉建屋酸素濃度 静的触媒式酸素再結合器 動作監視装置	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式酸素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 原子炉建屋酸素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式酸素再結合器 動作監視装置 (静的触媒式酸素再結合器入口 / 出口の差温度により酸素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	原子炉格納容器内酸素濃度 格納容器内酸素濃度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、酸素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)により、水位・温度を推定する。 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料プールの水位を推定する。 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)により、水位・温度を推定する。 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料プールの水位を推定する。 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

保安規定第 66 条

表 66-14 「運転員が中央制御室にとどまるための設備」

66-14-1 「中央制御室の居住性の確保」

1. 保安規定記載内容の説明

2. 添付資料

添付-1 運転上の制限を設定する SA 設備の選定

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数, 必要容量

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数, 必要容量)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (設備仕様)

(3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

(4) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (設定根拠)

(5) 設計及び工事計画認可申請書 要目表 (所要数)

(6) SA 59 条補足説明資料 (所要数の説明)

(7) 設計及び工事計画認可申請書 基本設計方針 (所要数)

~~添付-3 自主対策設備に関する説明~~

~~-(1) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (自主対策設備に関する説明)-~~

~~-(2) 設置変更許可申請書 添付十追補 1 (準備時間に関する説明)-~~

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
表66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備		<p>① 設置許可規程規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16）が該当する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧系が動作可能であること、並びにデータ表示装置（待避室）等の所要数が動作可能であることを運転上の制限とする。なお、中央制御室は6号炉及び7号炉共用で1つであり、上記の運転上の制限は中央制御室あたりの要求である。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>また、資機材搬入に伴うハッチ、扉等の一時的なバウンダリの開放については、要員を配置する等速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されていれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十九条（1. 16） 「原子炉制御室（の居住性に関する手順等）」として、重大事故が発生した場合においても（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。）運転員がとどまるために必要な設備を設置する（手順等を定める）こと。</p> <p>なお、通信連絡に係わる設備は、66-17-1（通信連絡設備）にて整理する。</p> <p>④ 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧系、その他陽圧化時の監視計器や中央制御室待避室に配備する設備については、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（被ばく評価において期待している設備）である。運転停止中／使用済燃料プールの有効性評価にて、炉心損傷又は使用済燃料プールの燃料損傷に至ることがないことを示しているように、冷温停止中は被ばくの原因となる大量の放射性物質放出を伴う事象が発生する可能性は低いが中央制御室バウンダリと中央制御室陽圧化バウンダリは同バウンダリであることから中央制御室換気空調系（第57条）と同じ適用される原子炉の状態「運転、起動、高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時」とする。</p> <p>可搬型蓄電池内蔵型照明は、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（被ばく評価において期待している設備以外）であり、中央制御室照明が機能喪失した際には必要となる。中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）は、重大事故等が発生し、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要照度の確保に必要となることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 中央制御室可搬型陽圧化空調機は、1N要求設備であり、中央制御室の居住性を確保するために必要な台数として、フィルタユニットは6号炉及び7号炉それぞれ1セット1台の計2台及びブロウユニットは6号炉及び7号炉それぞれ1セット2台の計4台を所要数とする。</p>	
66-14-1 中央制御室の居住性確保①			
(1) 運転上の制限			
項目 ②	運転上の制限 ③		
被ばく低減設備	(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であること※1 (2) 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧系が動作可能であること※2 (3) データ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の所要数が動作可能であること		
その他設備	可搬型蓄電池内蔵型照明及び中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の所要数が動作可能であること		
適用される原子炉の状態④	設備 ⑤		所要数 ⑥
運転 起動 高温停止 炉心変更時※4 又は 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）		2台
	中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）		4台
	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）		174本
	データ表示装置（待避室）	1台	
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	1式	
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2個	
	差圧計	2個	
可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）	4個	
	衛星電話設備（常設）	※5	
	無線連絡設備（常設）	※5	
	常設代替交流電源設備	※6	
※1：陽圧化に必要なバウンダリ※3、弁、配管、ダクト及びダンパを含む。また、当該系統が動作不能時は、「第57条 中央制御室非常用換気空調系」の運転上の制限も確認する。 ※2：陽圧化に必要なバウンダリ※3、弁及び配管を含む。 ※3：バウンダリの一時的な開放については、速やかにバウンダリ機能を復旧できる状態に管理されていれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。 ※4：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜			

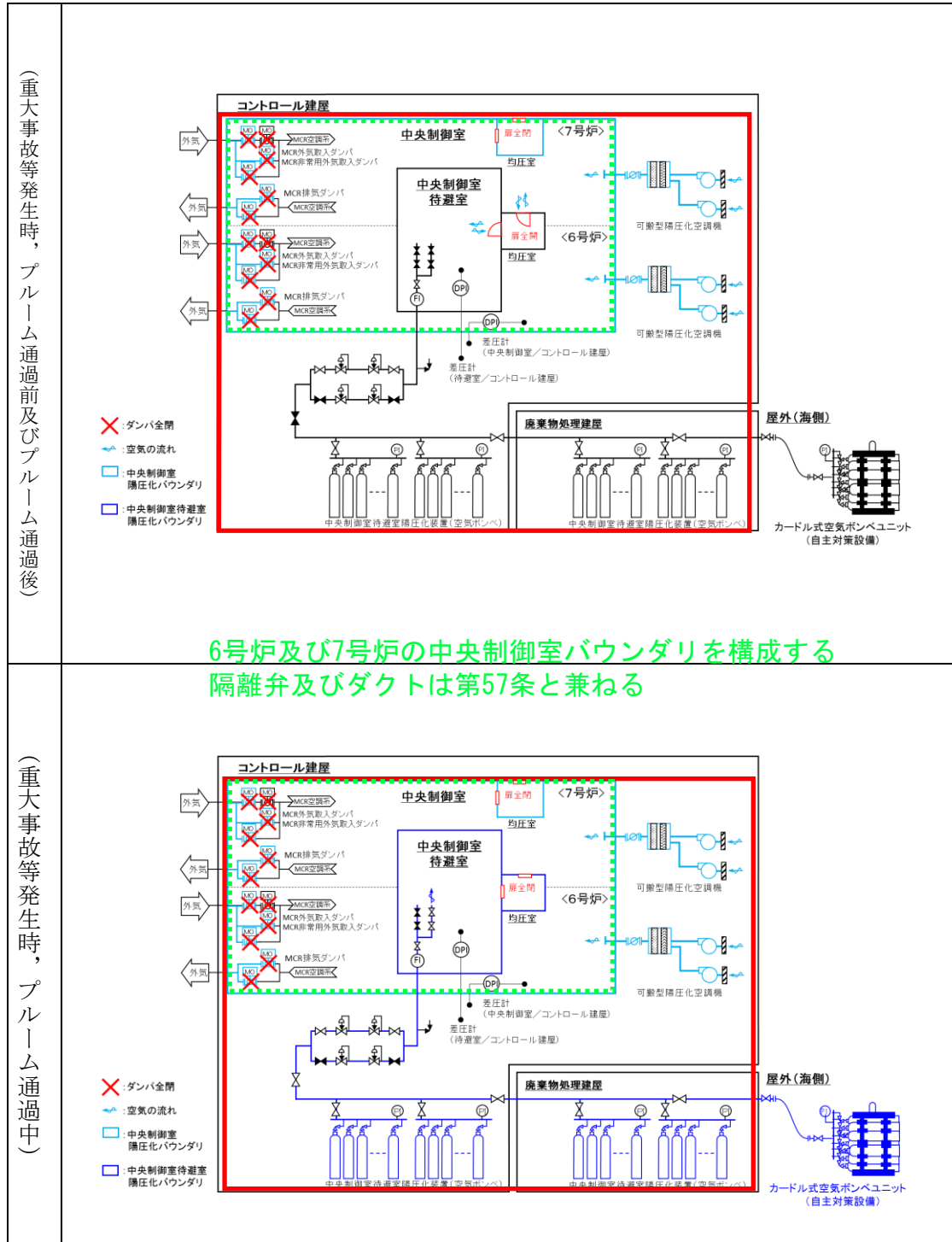
保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																					
<p>を除く。</p> <p>※5：「66-17-1 通信連絡設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※6：「66-12-1 常設代替交流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	<p>中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）は、中央制御室待避室の居住性を確保するために必要な容量として、設計及び工事計画認可申請書に基づき174本を所要数とする。データ表示装置（待避室）は、中央制御室待避室に待避中の運転員がプラントパラメータの監視を行うために必要な台数として、1台を所要数とする。</p> <p>中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、中央制御室待避室の遮蔽に必要となる1式を所要数とする。</p> <p>酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の陽圧化時の居住環境を測定するため6号及び7号炉起動断面では3個必要だが、7号炉のみ起動断面では7号炉中央制御室及び中央制御室待避室にそれぞれ1個あればいいので2個を所要数とする。</p> <p>差圧計は、中央制御室内とコントロール建屋、中央制御室待避室内とコントロール建屋の陽圧化時の差圧を測定するために必要となる2個を所要数とする。</p> <p>可搬型蓄電池式内蔵照明は、7号炉の運転員が中央制御室内又は中央制御室待避室内で監視操作等に必要となる照度を確保するために必要な台数として、2個を所要数とする。</p> <p>中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタタイプ）は、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要となる照度を確保するために必要な個数として、4個を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）</p>																						
<p>(2) 確認事項</p>																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="210 882 973 924">項目 ⑦</th> <th data-bbox="973 882 1166 924">頻度</th> <th data-bbox="1166 882 1338 924">担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="210 924 973 1008">1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。</td> <td data-bbox="973 924 1166 1008">定事検停止時</td> <td data-bbox="1166 924 1338 1008">原子炉GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1008 973 1176">2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{*7}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="973 1008 1166 1176">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1166 1008 1338 1176">化学管理GM</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1176 973 1344">3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{*7}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し、動作可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="973 1176 1166 1344">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1166 1176 1338 1344">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1344 973 1554">4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{*7}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。</td> <td data-bbox="973 1344 1166 1554">1ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1166 1344 1338 1554">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1554 973 1743">5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時^{*7}又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。</td> <td data-bbox="973 1554 1166 1743">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1166 1554 1338 1743">当直長</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1743 973 1856">6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。</td> <td data-bbox="973 1743 1166 1856">3ヶ月に1回</td> <td data-bbox="1166 1743 1338 1856">当直長</td> </tr> </tbody> </table>	項目 ⑦	頻度	担当	1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM	2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM	3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。	1ヶ月に1回	当直長	5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長	<p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針4.2）</p> <p>a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。） 項目1, 8, 11が該当。 「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方に基づき定事検停止時に性能確認を実施する。</p> <p>b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。） 項目2, 3, 4, 5, 6, 7, 9, 10, 12, 13が該当。 項目2, 3, 5, 6, 7, 9, 10, 12, 13については、「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方に基づき、3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。 項目4の頻度については、設計基準事故対処設備のサーバランス頻度と同等とし、1ヶ月に1回とする。 なお、項目11については、常設重大事故等対処設備であるが、系統と切り離して保管しているため、可搬型重大事故等対処設備のサーバランス頻度の考え方と同様に、3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。</p> <p>フィルタユニットについては、外観点検にて、保管容器がフィルタ性能に影響を与えるような状態にないことを確認し、性能を満足していると判断する。</p>	
項目 ⑦	頻度	担当																					
1. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。	定事検停止時	原子炉GM																					
2. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	化学管理GM																					
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																					
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。	1ヶ月に1回	当直長																					
5. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{*7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																					
6. 可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	当直長																					

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
7. 中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理 GM		
8. 差圧計が健全であることを確認する。	定事検停止時	計測制御 GM		
9. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	当直長		
10. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	発電GM		
11. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	定事検停止時	発電GM		
12. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。	3ヶ月に1回	計測制御 GM		
13. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 ^{※7} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射線管理 GM		
<p>※7：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。</p>				

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
(3) 要求される措置					
適用される 原子炉 の状態	条件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間	⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系等は、1N要求設備であるため、動作可能なシステム数が1N未満となった場合又は所要数を満足しない場合を条件として設定する。	運転上の制限を逸脱 した場合における要 求される措置等の変 更
運 転 起 動 高温停止	A. 中央制御室可搬型 陽圧化空調機に よる中央制御室 の加圧系が動作不 能の場合	A 1. 当直長は、7号炉の中央制御室非 常用換気空調系1系列を起動し、 動作可能であることを確認する とともに、その他の設備 ^{*9} が動作 可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{*10} を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て 実施する。 及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な 状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間	⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3)) 【運転, 起動, 高温停止】 A 1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は、対応する設計基準事故対処設備が 動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類八)」 で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である中央制御 室非常用換気空調系が該当し、完了時間は“速やかに”とする。 中央制御室非常用換気空調系は、再循環運転モードを確認する。 A 2. 当該システムの機能を補完する代替措置(空調機の補充等)を検討し、原子炉主任技術 者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場 合のAOT上限(1N未満)である「3日間」とする。 A 3. 当該システムを動作可能な状態へ復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のAO T上限の「10日間」とする。	
		B. 中央制御室待避室陽 圧化装置(空気ボ ンベ)による中央 制御室待避室の加 圧系が動作不能の 場合	B 1. 当直長は、7号炉の中央制御室非 常用換気空調系1系列を起動し、 動作可能であることを確認する とともに、その他の設備 ^{*9} が動作 可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は当該機能を補完する自主 対策設備^{*11}が動作可能であるこ とを確認する。 及び B 2.3. 当直長は、当該システムを動作可能 な状態に復旧する。	速やかに 3日間 3+10日間	

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
適用される 原子炉 の 状 態	条 件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		<p style="color: red;">運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
運 転 起 動 高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	C 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C 2. 当直長は、代替措置 ^{*10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する ^{*11} 。	10日間 10日間	<p>C 1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、緊急時対策所に係るその他の設備と同様に、「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>C 2. 当該設備の機能を補完する代替措置（表示装置又は記録要員の確保もしくは可搬型遮蔽、計測機器又は可搬型照明の補充等）を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は、緊急時対策所に係るその他の設備と同様に、「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。</p> <p>D 1., D 2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
	D. 条件A, B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D 1. 当直長は、高温停止にする。 及び D 2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間 36時間		
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	A 1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A 2. 当直長は、代替措置 ^{*10} を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 速やかに	<p>【冷温停止及び燃料交換】</p> <p>A 1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>A 2. 【運転、起動及び高温停止】におけるC 2. と同様。ただし、代替措置とは、可搬型照明の補充等をいう。また、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を“速やかに”開始する。</p>	
炉心変更時 ^{*8} 又は 原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 ^{*8} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A 2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに 速やかに	<p>【炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時】</p> <p>A 1., A 2. 保安規定第57条（中央制御室非常用換気空調系）と同様の設定とする。</p>	
<p>※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。</p>					

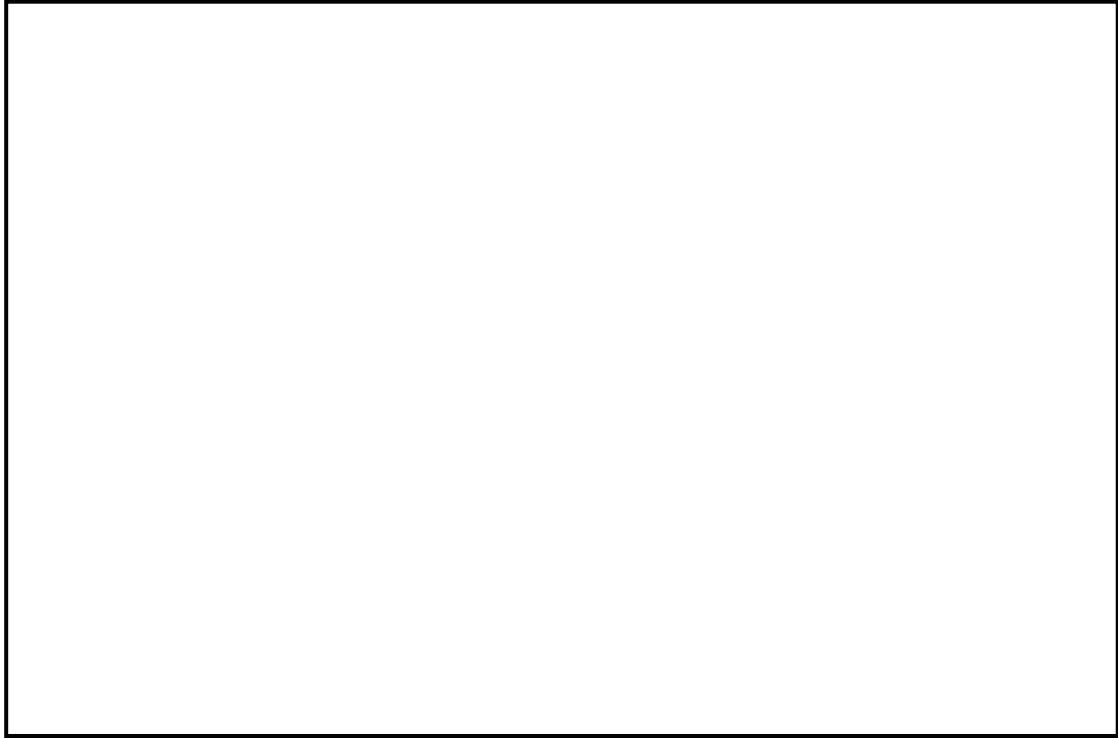
保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
<p>※9：残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：カ＝ドル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。(準備時間短縮の補充措置を含む)</p> <p>※112：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。</p>		<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>



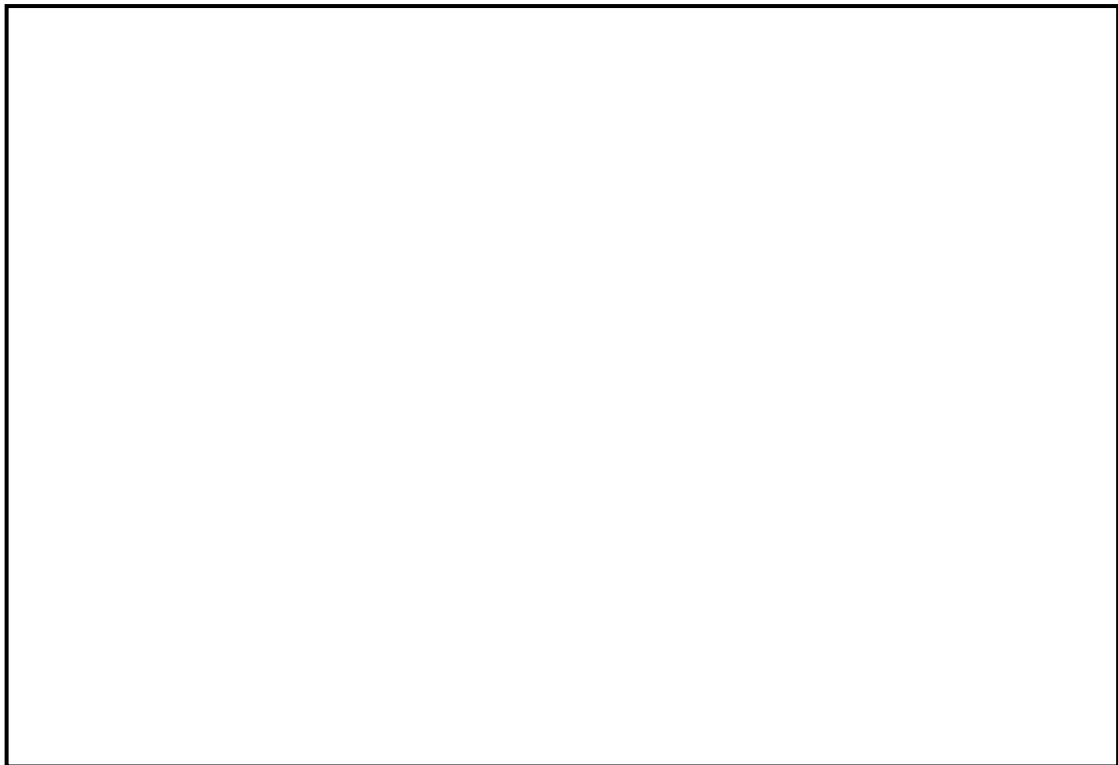
第 1.16.1 図 運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図 (2/2)

中央制御室バウンダリのハッチ、扉を
赤枠にて示す

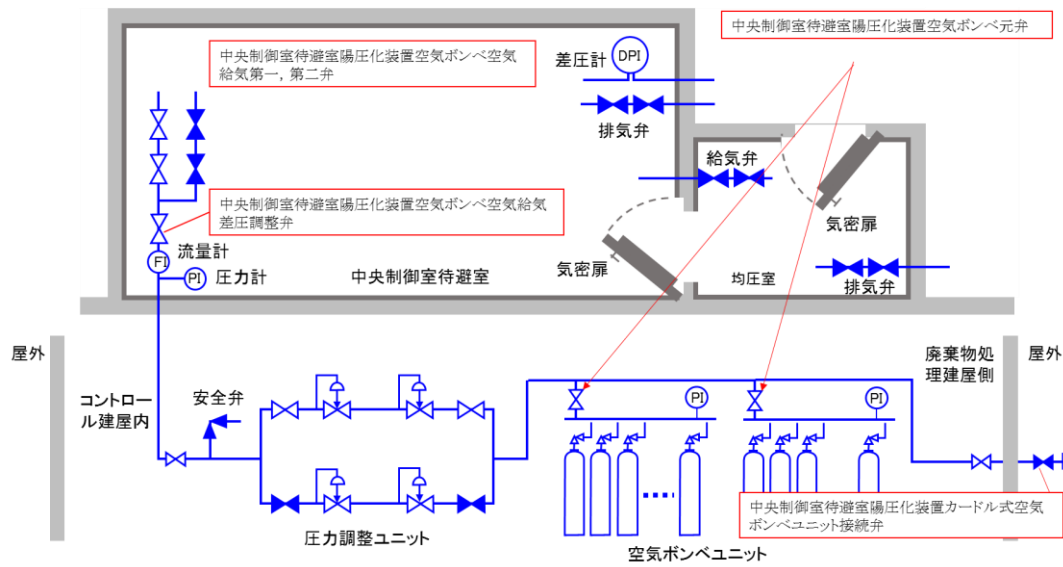
枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。



第 1.16.2 図 中央制御室，中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図

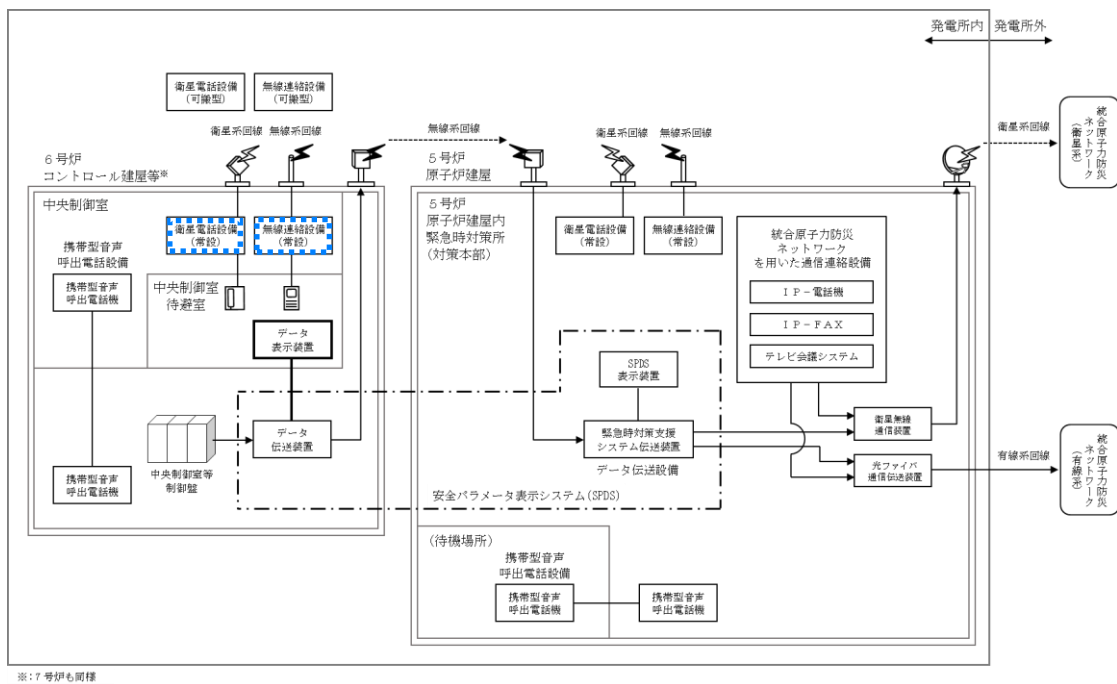


第 1.16.3 図 中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成図



第 1.16.6 図 中央制御室待避室陽圧化装置概要

66-17-1にて整理



第 1.16.7 図 データ表示装置に関するデータ伝送の概要

に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，重大事故等時において，隣接する 6 号及び 7 号炉の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって，プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

6.10.2.2.4 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため，運転員の放射線被ばくを防止するとともに中央制御室内の換気に必要な容量を確保できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは，想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため，運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットは，必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉それぞれ 1 セット 1 台に加えて，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 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロウユニットは，必要な容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉それぞれ 1 セット 2 台に加えて，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 2 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 6 台を保管する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）は，想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため，中央制御室待避室

を陽圧化することにより，必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを 1 セット 174 本使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 174 本に加えて，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 20 本以上（6 号及び 7 号炉共用）の合計 194 本以上を保管する。

データ表示装置（待避室）は，中央制御室待避室に待避中の運転員が，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必要なデータの伝送及び表示が可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，想定される重大事故等時に，運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台に加えて，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 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 台を保管する設計とする。

差圧計は，中央制御室内とコントロール建屋，中央制御室待避室内とコントロール建屋の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを 1 セット 2 個使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 個に加えて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 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 個を保管する設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを，1 セット 3 個使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 個に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 個を保管する設計とする。

非常用ガス処理系排風機は，設計基準事故対処設備としての仕様が，想

定される重大事故等時において，中央制御室の運転員の被ばくを低減できるように，原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに，主排気筒（内筒）を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.10.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ），データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

非常用ガス処理系排風機は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ガス処理系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

設備仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

第 6.10 - 2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室遮蔽（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

b. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

c. 無線連絡設備（常設）

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（常設）

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。

e. データ表示装置（待避室）

個 数 一式

(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備

a. 非常用ガス処理系

(a) 非常用ガス処理系排風機

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系

基 数 1（予備1）

系統設計流量 約 2,000m³/h

（原子炉区域内空気を 1 日に 0.5 回換気

できる量）

第 6.10 - 3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

- a. 中央制御室可搬型陽圧化空調機（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- b. 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）（6号及び7号炉共用）

第 8.2 - 1 表 換気空調設備の主要機器仕様に記載する。

- c. 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6号及び7号炉共用）

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

- d. 可搬型蓄電池内蔵型照明（6号及び7号炉共用）

個 数 3（予備1）

- e. 差圧計（6号及び7号炉共用）

個 数 2（予備1）

- f. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計（6号及び7号炉共用）

個 数 2（予備1）

b. 排気ファン

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 8 万 m ³ /h/台

(4) 中央制御室可搬型陽圧化空調機 (6 号及び 7 号炉共用)

a. フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室 (重大事故等時)

台 数	2 (予備 1)
よう素除去効率	99.9%以上
粒子除去効率	99.9%以上

b. ブロワユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室 (重大事故等時)

台 数	4 (予備 2)
容 量	約 1,500m ³ /h (1 台当たり)

(5) 中央制御室待避室陽圧化装置 (6 号及び 7 号炉共用)

a. 空気ポンペ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室 (重大事故等時)

本 数	174 (予備 20 以上)
容 量	約 47L/本
充填圧力	約 15MPa[gage]

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

第 8.3 - 1 表 遮蔽設備の主要機器仕様

(1) 原子炉一次遮蔽

原子炉遮蔽壁	厚 さ	約 0.5m , 約 0.6m
	材 料	モルタル及び鋼板
原子炉一次遮蔽壁	厚 さ	約 2.0m
	材 料	コンクリート

(2) 原子炉二次遮蔽

原子炉二次遮蔽壁	厚 さ	約 0.3 ~ 約 1.7m
	材 料	コンクリート

(3) 燃料取扱遮蔽

水 深		
原子炉ウェル		約 7m
使用済燃料プール	6 号炉	約 2.6m
(燃料取替時の燃料 有効長の上端まで)	7 号炉	約 2.8m
水 質		純 水

(4) 中央制御室遮蔽 (6 号及び 7 号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室 (通常運転時等)
- ・ 中央制御室 (重大事故等時)

厚 さ	<input type="checkbox"/> mm 以上
材 料	コンクリート

枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

(5) 中央制御室待避室遮蔽

- a. 中央制御室待避室遮蔽（常設）（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

厚 さ コンクリート mm 以上

鉛 mm 以上

材 料 コンクリート及び鉛

- b. 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

厚 さ mm 以上

材 料 鉛

(6) 緊急時対策所遮蔽

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6号及び7号炉共用）

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）

厚 さ mm 以上

材 料 コンクリート

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6号及び7号炉共用）

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）

厚 さ mm 以上

材 料 コンクリート

たことを把握できる設計とするとともに、現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する設計とする。

3.3 外部状況把握

3.3.1 津波監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況（海側，山側）を監視するため，屋外に暗視機能等を持った津波監視カメラを設置し，中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり監視することができる設計とする。

津波監視カメラは，7号機原子炉建屋屋上の主排気筒に設置し，6号機及び7号機で共用する設計とする。

共用にあたっては，隣接する6号機及び7号機発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通要因として把握するものであり，監視に必要な要件を満足する仕様とすることで，共用によって安全性を損なうことのない設計とする。

津波監視カメラは耐震Sクラスの設備とし，地震，積雪，降下火砕物，降雨及び風の荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

津波監視カメラで把握可能な自然現象等を表3-4，津波監視カメラの仕様を表3-5，津波監視カメラの配置を図3-1に示す。

具体的な津波監視カメラの強度及び給電の機能は，V-1-1-3「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

3.3.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは，気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を表3-6に示す。

なお，その他重大事故等時の対応として，屋外に保管している可搬型気象観測装置により風向，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ことができる設計とする。

3.3.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話，FAX等を設置し，公的機関からの地震，津波，竜巻情報等を入手できる設計とする。

3.4 居住性の確保

3.4.1 換気設備

中央制御室換気空調系は，設計基準事故が発生した場合において，チャコールフィルタを通る再循環運転とし，運転員を放射線被ばくから防護する設計とするとともに，運転操作に適した室温（21℃～26℃）に調整可能な設計とする。

また、重大事故等が発生した場合においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機により、中央制御室を陽圧化することで、インリークを防止可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対しても再循環運転に切替えることにより、外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また、再循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが、設計基準事故時 30 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の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濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

さらに、重大事故等時に、中央制御室可搬型陽圧化空調機により 7 日間中央制御室を陽圧化した場合においても、室内の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濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷後に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、中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置で陽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とともに、原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。

コントロール建屋と中央制御室との間の陽圧化に必要な差圧及び、コントロール建屋と中央制御室待避室との間の陽圧化に必要な差圧を監視できる計測範囲として 0~200Pa 以上を有する中央制御室用差圧計を 1 セット 2 個に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個の合計 3 個設置する設計とする。原子炉建屋原子炉区域に設置された燃料取替床ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。具体的な、換気設備の機能については、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」、また、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、V-1-1-7-別添 4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気空調系は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室内を陽圧化するとともに、全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（「6,7 号機共用」（以下同じ。））から給電できる設計とする。

燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室可搬型陽圧化空調機への給電の機能は、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

3.4.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気空調系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。また、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置の機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な、中央制御室の遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、V-4-2-1「中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

3.4.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに、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第一ガスタービン発電機から開始されるまでの間においても、中央制御室の直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

重大事故等時においても、必要な照明は可搬型蓄電池内蔵型照明により確保できる設計とするとともに、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室照明及び可搬型蓄電池内蔵型照明の機能、照明設備への給電の機能は、V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.4.4 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として、中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、活動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを、1セット3個に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個の合計4個を分散して保管する設計とする。また、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、付属のスイッチにより容易かつ確実に操作が可能な設計とする。可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計の仕様を表3-7に示す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

3.4.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的な、チェンジングエリアの機能については、V-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.4.6 データ表示装置（中央制御室待避室）

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、データ表示装置（中央制御室待避室）により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ことができる設計とする。

また、データ表示装置（中央制御室待避室）は、中央制御室待避室に7号機用1台を設置する設計とする。

データ表示装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

3.4.7 衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設）（中央制御室待避室）

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、衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設）（中央制御室待避室）により、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所（対策本部）と通信連絡できる設計とする。

衛星電話設備（常設）（中央制御室待避室）及び無線連絡設備（常設）（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.5 通信連絡

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の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動及び音声により行う警報装置及び音声等により行う多様性を確保した所内通信連絡設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において、衛星電話設備（常設）等の所内通信連絡設備により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる所外通信連絡設備により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、V-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

3.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等発生時に、中央制御室及び中央制御室待避室での監視操作に必要な照度を確保するため、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。また、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリア及び緊急時対策所入口に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を確保するため、乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）を配備する。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備から電力の供給を可能とするため非常用低圧母線に接続された中央制御室内のコンセントに接続可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の電源系統を図4に示す。

中央制御室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は、重大事故等に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度及び中央制御室待避室の居住性確保に必要な照度として、照明全消灯状態にて監視操作が可能なことを確認している、大型表示盤面で20 lx以上を確保する設計とする。また、中央制御室待避室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は、監視及び陽圧化バルブ操作のため20 lx以上を確保する設計とする。

中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明として、中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアの中央床面において5 lx以上の照度を確保する設計とする。また、緊急時対策所入口に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアの中央床面において5 lx以上の照度を確保する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の必要数は、中央制御室の制御盤での監視及び操作に必要な照度を有するものを各号機1個、中央制御室待避室での監視及び陽圧化バルブ操作に必要な照度を有するものを1個、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計4個を中央制御室及び中央制御室待避室に保管する設計とする。

中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の必要数は、身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個とし、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計5個を中央制御室待避室に保管する設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の必要数は、身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個とし、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計5個を5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）に保管する設計とする。

また、技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号に基づき想定される重大事故等発生時において、重大事故等対処設備を停電時及び夜間時に確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況

を把握するために必要な照明設備として、可搬型照明を重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

可搬型照明に関しては、保安規定にて資機材としての取扱いについて定め管理する。

可搬型蓄電池内蔵型照明、中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）の保管場所を第1-8-1 図から第1-8-33 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

設定根拠
 関連箇所を下線にて示す

3.2.2 送風機

名 称		<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) (6,7号機共用)</u>	
容 量	m ³ /h/個	1125~1500 (1500)	
原 動 機 出 力	kW/個	1.5	
個 数	—	4 (予備 2)	

【設 定 根 拠】

(概要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備のうち中央制御室換気空調系（中央制御室陽圧化換気空調系）として使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）は、以下の機能を有する。

中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を施設するために設置する。

系統構成は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで中央制御室内の陽圧を維持できる設計とする。

1. 容量

中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）の容量は、中央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量 4409m³/h 以上 6494m³/h 未満*、及び一般的な労働環境における酸素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 95.5m³/h*並びに二酸化炭素濃度の許容濃度を満たすことができる流量 14.9m³/h*を踏まえ、要求値 4409m³/h 以上 6494m³/h 未満に設計裕度をもった 4500~6000m³/h (1125~1500m³/h/個×4 個) とする。公称値については設計風量上限値の 1500m³/h/個とする。

注記*：添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」に示す容量

K7 ① V-1-1-1-5-6 RI

2. 原動機出力

中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）の原動機出力は、風量 1500m³/h/個の時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における 1 個あたりの中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）の風量は 1500m³/h、全圧が 1.43kPa（0.00143MPa）であり、その時の必要軸動力は、以下の通り 0.91kW となるため、原動機出力はそれを上回る 1.5kW/個とする。

$$L = (P \cdot Q / 3600) / \eta = (1.43 \times 1500 / 3600) / 0.66 = 0.91$$

L：必要軸動力（kW）

P：ファン全圧（kPa）=1.43

Q：ファン風量（m³/h）=1500

η ：ファン効率=0.66

3. 個数

中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）（原動機含む。）は、重大事故等対処設備として中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで中央制御室内の陽圧を維持するために予備 2 個を含む合計 6 個設置する。

3.2.3 フィルター

名 称		<u>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット)</u> <u>(6,7号機共用)</u>		
種 類	—	高性能フィルタ	活性炭フィルタ	
効 率	単 体	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)
	総 合	%	99.97 以上 (0.15 μm 粒子)	99.9 以上 (相対湿度 85%以下)
個 数	—	2 (予備 1)		
<p>【設 定 根 拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備のうち中央制御室換気空調系 (中央制御室陽圧化換気空調系) として使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) は、以下の機能を有する。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) は、重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備を施設するために設置する。</p> <p>系統構成は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機 (ファン) を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット) を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減できる設計とする。</p> <p>1. 高性能フィルタの効率</p> <p>1.1 単体除去効率</p> <p>高性能フィルタの単体除去効率は、「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ」(J I S Z 4 8 1 2 -1995) に規定される性能を基に設定し、基準粒子径 0.15 μm における単体除去効率が 99.97%と規定されていることから、99.97%以上 (0.15 μm 粒子) とする。</p> <p>1.2 総合除去効率</p> <p>高性能フィルタの総合除去効率は、中央制御室の居住性に係る被ばく評価*に示す運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において 99.97%以上 (0.15 μm 粒子) とする。</p>				

K7 ① V-1-1-5-6 R1

2. 活性炭フィルタの効率

2.1 単体除去効率

活性炭フィルタの単体除去効率は、使用条件での活性炭フィルタ総合除去効率の設計値を確保できるように設定し、99.9%以上（相対湿度85%以下）とする。

2.2 総合除去効率

活性炭フィルタの総合除去効率は、中央制御室の居住性に係る被ばく評価*に示す運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを評価した評価条件を基に設計し、使用状態において99.9%以上（相対湿度85%以下）とする。

注記*：添付資料「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」

3. 個数

中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）は、重大事故等対処設備として中央制御室内への放射性物質の侵入を低減するとともに、中央制御室の気密性に対して余裕を考慮した換気を行うため、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）を使用し、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）を介して中央制御室内へコントロール建屋内の空気を供給することで微粒子及び放射性よう素を除去低減するために予備1個を含む合計3個設置する。

3.3 中央制御室待避室陽圧化換気空調系

3.3.1 容器

名 称		<u>中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ)</u> <u>(6,7号機共用)</u>	
容 量	L/個	46.7 以上 (46.7)	
最高使用圧力	MPa	14.7	
最高使用温度	℃	40	
個 数	—	<u>174</u> (予備 26)	

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に放射線管理施設のうち換気設備のうち中央制御室換気空調系（中央制御室待避室陽圧化換気空調系）として使用する中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、以下の機能を有する。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、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、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを防ぎ、中央制御室待避室にとどまる運転員の被ばくを低減するために設置する。

系統構成は、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、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）から中央制御室待避室内へ空気を送気し陽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ぎ、中央制御室遮蔽等の機能とあいまって中央制御室にとどまる運転員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

1. 容量

重大事故等時に使用する中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の空気ポンペを使用することから、当該ポンペの容量はメーカーで定めた容量である46.7L/個以上とする。

公称値については要求される容量と同じ46.7L/個とする。

2. 最高使用圧力

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）を重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充填圧力である14.7MPaとする。

3. 最高使用温度

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時の環境条件（40℃）及び高圧ガス保安法に基づき40℃とする。

K7 ① V-1-1-5-6 RI

4. 個数

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）の必要個数は、中央制御室待避室に待避した運転員の窒息を防止するため、及び給気ライン以外から中央制御室待避室内への外気の流入を放射性雲通過までの 10 時間の間遮断するために必要な個数である 174 個とする。根拠については以下のとおり。

4.1 必要換気量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=20 名*
- ・許容二酸化炭素濃度：Ci=0.5%（労働安全衛生法）
- ・大気二酸化炭素濃度：C0=0.039%（標準大気中の二酸化炭素濃度）
- ・呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022 m³/(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：Q1=n・100・M/（Ci-C0）m³/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）

$$\begin{aligned} Q1 &= 20 \times 100 \times 0.022 \div (0.5 - 0.039) \\ &\approx 95.44 \\ &\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=20 名*
- ・吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気中の酸素濃度）
- ・許容酸素濃度：b=18.0%（労働安全衛生法）
- ・酸素消費量：c=x・（a-d）m³/(h・人)
- ・成人の呼吸量：x=0.48 m³/(h・人)（空気調和・衛生工学便覧の静座作業）
- ・乾燥空気換算呼吸酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・必要換気量：Q2=n・c/（a-b）m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q2 &= 20 \times 0.48 \times (20.95 - 16.4) \div (20.95 - 18.0) \\ &\approx 14.81 \\ &\approx 14.9 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の 95.5m³/h 以上とする。

注記*：6号及び7号機運転員 18名に対して余裕を考慮。

4.2 必要ポンベ個数

中央制御室待避室を 10 時間陽圧化する必要最低限のポンベ個数は二酸化炭素濃度基準換気量の $95.5 \text{ m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $5.50 \text{ m}^3/\text{個}$ から下記の通り 174 個となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa
- ・ポンベ内容積：46.7L/個
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.50\text{m}^3/\text{個}$

$$\begin{aligned}\text{必要ポンベ個数} &= 95.5\text{m}^3/\text{h} \times 10 \text{ 時間} \div 5.50\text{m}^3/\text{個} \\ &= 173.6 \\ &\doteq 174 \text{ 個}\end{aligned}$$

また、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として予備 26 個を保管する。

所要数

関連箇所を下線にて示す

変 更 前		変 更 後	
名 称	—	<u>中央制御室待避室遮蔽(可搬型)</u> <u>(6.7号機共用)</u>	
最 小 厚 さ	mm	10(10*)	
最 小 幅	mm	700(700*)	
最 小 高 さ	mm	1100(1100*)	
個 数	—	1	
却 方 法	—	自然冷却	
材 料	—	鉛 (密度 11.3 g/cm ³ 以上)	
取 付 箇 所	—	保管場所： コントロール建屋2階 (T.M.S.L.17300mm) 取付箇所： コントロール建屋2階 (T.M.S.L.17300mm)	

注記* : 公称値を示す。

名 称			酸素濃度・二酸化炭素濃度計
検知 範囲	酸素	%	5.0 ~ 30.0
	二酸化炭素	%	0.04 ~ 5.00
機器仕様に関する注記			—

【設定根拠】

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、可搬型重大事故等対処設備として配置するものである。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、外気から中央制御室及び中央制御室待避室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素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のものである。

なお、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、6号炉中央制御室、7号炉中央制御室及び中央制御室待避室に設置するための3台に、予備1台を含めた合計4台を中央制御室内に保管する。

7号炉に必要な所要数は、7号炉中央制御室に1台及び中央制御室待避室に1台の合計2台とする。

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

労働安全衛生法の酸素欠乏症等防止規則に基づき、空気中の酸素濃度18%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、3%FSの精度を有する設計とする。

1.2 二酸化炭素濃度

JEAC4622-2009「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」に基づき、空気中の二酸化炭素濃度0.5%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、±10%Rdgの精度を有する設計とする。

3.16.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、重大事故等時に中央制御室での監視操作に必要な照度を有するものを6号及び7号炉の大型表示盤エリアに各1台、重大事故等の対処のための制御盤等を配備したエリアに1台の計3台を設置する設計とする。

また、中央制御室待避室内での監視等に必要な照度を有するものを1台設置する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明を中央制御室での監視操作に使用する場合と、中央制御室待避室での監視等に使用する場合は、同時に使用することがないため、重大事故等時に必要な個数3台を保管する設計とする。また、これに加えて予備1台を有する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は各設置場所にて照度を確認し、監視操作が可能な設計とする。

7号炉に必要な所要数は、上記下線の3台のうち2台とする。

(59-10)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電された非常用所内電気設備との接続を、一般的なコンセントプラグによる接続とすることで確実に接続できる設計とする。

また、コンセントプラグ接続を用いることにより6号及び7号炉で相互に使用可能な設計とする。

(59-5)

K7 ① II R1

所要数
関係箇所を下線にて示す

変更前	変更後
	<p>合に放出される放射性雲通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）を設ける設計とする。中央制御室待避室は、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）で陽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。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）及び中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）は、重大事故等に炉心の著しい損傷が発生した場合において仮設ダクトを用いて中央制御室を陽圧化することにより、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。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機（ファン）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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>重大事故等時に、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度</p>

変更前	変更後
	<p>の確保は、<u>中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンプ）</u>（6,7号機共用）（個数4（予備1））によりできる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。）、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（「6,7号機共用」（以下同じ。）、二次遮蔽壁、補助遮蔽、緊急時対策所換気空調系の設備、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エアモニタを設置又は保管する設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、二次遮蔽壁及び補助遮蔽は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系の設備のうち、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（ファン）及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）は、仮設ダクトを用いて5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）を陽圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、緊急時対策所換気空調系の5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ）は、放射性雲通過時において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策</p>

排気ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ），中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト），中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ，配管・弁），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，無線連絡設備（常設），無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ），衛星電話設備（常設），衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ），データ表示装置（待避室），非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系フィルタ装置，非常用ガス処理系乾燥装置，非常用ガス処理系非常用ガス処理系排気流量，炉建屋原子炉区域は重大事故等対処設備と位置付ける。

本ページ削除

以上の設備により，重大事故が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため，以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせてその理由を示す。

・非常用照明

非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性は確保されていないが，全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため，可搬型蓄電池内蔵型照明の代替設備として有効である。

・カードル式空気ポンベユニット

カードル式空気ポンプユニットの準備操作は、参集した緊急時対策要員によって実施すること、さらには空気の供給開始までに時間を要するが、仮に6号及び7号炉の格納容器ベントのタイミングのずれを考慮した場合でも、中央制御室待避室に必要な空気量を供給する際に有効である。

・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、事故対応時に必要な電源を確保するための

本ページ削除

なお、乾電池内蔵型照明、防護具及びチェン징ングエリア設営用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16.2 表、第 1.16.3 表）。

これらの手順は、運転員及び復旧班要員^{*3}の対応として全交流動力電源喪失の対応手順等に定める。また、保安班要員^{*}

作であるので 1.16.2.1(1)a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順の「中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要」と同様である。

(2) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化手順

(a) 手順着手の

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化を実施した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合

(b) 操作手順

本ページ削除

中央制御室待避室の陽圧化設備による加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室陽圧化装置の概要を第 1.16.6 図に示す。

①当直副長は、炉心損傷時の中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。

②現場運転員 E 及び F は、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、コントロール建屋 1 階通路、廃棄物処理建屋 1 階通路に設置した中央制御室陽圧化装置空気ポンベ元弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。

③当直副長は、中央制御室待避室陽圧化装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の加圧を指示する。

④現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ポンベ空気給気第一、第二弁を開操作し、中央制御室待避室の陽圧化を開始する。

(第 1.16.6 図 中央制御室待避室陽圧化装置概要)

⑤当直副長は、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。

⑥現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御

本ページ削除

室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

(c) 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動後に実施し、現場運転員 2 名で約 30 分で対応可能である。(6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の現場運転員が中央制御室待避室の加圧準備操作を行う。)

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後(格納容器圧力逃かし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D の一次隔離弁の開操作を指示し現場へ移動開始した時)、運転員 1 名にて 5 分以内で対応可能である。(6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の中央制御室運転員が中央制御室待避室の加圧操作を行う。)

本ページ削除

b. カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}で、中央制御室待避室陽圧化装置を使用できない場合、又は 6 号及び 7 号炉の同時でない原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の加圧手順の概要は以下のとおり。

[カードル式空気ポンベユニットの準備操作]

- ①当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に中央制御室カードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員にカードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。
- ③緊急時対策要員は、廃棄物処理建屋近傍へカードル式空気ポンベユニットを移動させる。
- ④緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニット 5 台をホースにて接続し、更に中央制御室待避室陽圧化装置（配管）と接続するため、廃棄物処理建屋接続口へホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットのポンベ元弁を開操作し、カードル式空気ポンベユニット建屋接続外弁を開操作する。

本ページ削除

- ⑥緊急時対策要員は、カードル式空気ポンプユニットの準備完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

[中央制御室待避室の陽圧化]

- ①当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ②現場運転員 E 及び F は、廃棄物処理建屋 1 階にてカードル式空気を開操作する。
- ③中央制御室待避室内に設置された中央制御室待避室給気第一、第二弁を開操作することで、中央制御室待避室の加圧を開始する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。
- ⑤中央制御室運転員は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

本ページ削除

(c) 操作の成立性

カードル式空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧準備操作は、緊急時対策要員 7 名で実施し、約 150 分で対応可能である。

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時）、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名の合計 3 名で実施し、約 20 分で対応可能である。

カードル式空気ボンベユニットの準備操作は、参集した緊急時対策要員によって行う。なお、中央制御室待避室が建屋内の空気ボンベが作動する際に、カードル式空気ボンベが作動を開始した場合も、空気ボンベの下流側に設置されている圧力調整ユニットにより系統圧力が制御されているため、中央制御室待避室に影響がでることはない。

本ページ削除

(3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合。