

6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る次の事項

6.1 高圧炉心注水系

(1) ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 高圧炉心注水系ポンプ

			変 更 前		変 更 後	
名 称			高圧炉心注水系ポンプ*1			
			(B)	(C)		
ポ ン プ	種 類	—	ターボ形			変更なし
	容 量*2	m ³ /h/個	高圧時 <input type="text"/> 以上*3(182*4) 低圧時 <input type="text"/> 以上*3(727*4)			
	揚 程*5	m	高圧時 <input type="text"/> 以上*3(890*4) 低圧時 <input type="text"/> 以上*3(190*4)	高圧時 <input type="text"/> 以上*3(890*4) 低圧時 <input type="text"/> 以上*3(190*4)		
	最 高 使 用 圧 力	MPa	*3 吸込側 1.37 吐出側 11.77			
	最 高 使 用 温 度	℃	100*3			
プ 寸 法	主 要	吸 込 内 径	mm	387.4*3, *4		変更なし
		吐 出 内 径	mm	224.6*3, *4		
	ケ ー シ ン グ 外 径	mm	1488*3, *4			
	ケ ー シ ン グ 厚 さ	mm	<input type="text"/> (19.0*4)		*3	
	高 さ	mm	7025*4, *7			
	材 料	ケ ー シ ン グ	—	<input type="text"/> *8, <input type="text"/>		
		ケ ー シ ン グ カ バ ー	—	<input type="text"/>		
個 数	—	2				

				変 更 前		変 更 後	
ポンプ	取付箇所	系 統 名	—	高压炉心注水系ポンプ B 高压炉心注水系 B 系	高压炉心注水系ポンプ C 高压炉心注水系 C 系	変更なし	
		設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm	原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm		
		溢水防護上の区画番号	—	—		R-B3-12	R-B3-7
		溢水防護上の配慮が必要な高さ	—			EL0. 12m 以上	EL0. 17m 以上
原動機	種 類	—	誘導電動機		変更なし		
	出 力	kW/個	1400				
	個 数	—	2				
	取 付 箇 所	—	ポンプと同じ*3				

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(1) 高压炉心注水系ポンプ」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 公称値を示す。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格揚程」と記載。

*6 : 重大事故等時における使用時の値。

*7 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年3月27日付け3資庁第13033号にて認可された工事計画の第2-5-3図「高压炉心注水系ポンプ構造図」による。

*8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「」と記載。記載内容は、設計図書による。

(3) 貯蔵槽の名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材補給設備 (補給水系) であり, 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧炉心注水系) として本工事計画で兼用とする。
復水貯蔵槽

(4) ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 高圧炉心注水系ストレーナ

			変更前		変更後	
名称			高圧炉心注水系ストレーナ			
種類	—		ディスク形			
容量	m ³ /h/組 ^{*1}		□以上*2, *3 (□*4)		変更なし	
最高使用圧力	kPa		— [310]*5			
最高使用温度	℃		104*6		変更なし 120*7	
主要寸法	外径	mm	□*4, *8			
	長さ	mm	□*4, *9			
	エンドディスク幅	mm	□*4, *10			
	中間ディスク幅	mm	□*4, *11			
	ディスク間ギャップ	mm	□*4, *12			
	インナーギャップ径	mm	□*4, *13			
	コアチューブ径	mm	□*4, *14			
	エンドディスク枚数	—	□			
	中間ディスク枚数	—	□			
材料	コアチューブ	—	□			
	多孔プレート	—	□		変更なし	
個数	—	2*15		2*15		
取付箇所	系統名	—	高圧炉心注水系ストレーナ B 高圧炉心注水系 B 系 *2		高圧炉心注水系ストレーナ C 高圧炉心注水系 C 系 *2	
	設置床	—	原子炉格納容器 T. M. S. L. -8200mm *2		原子炉格納容器 T. M. S. L. -8200mm *2	
	溢水防護上の区画番号	—				
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—			

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「m³/h」と記載。

*2 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*3 : 高圧炉心注水系ポンプ 1 台の定格容量を示す。

*4 : 公称値を示す。

*5 : 高圧炉心注水系ストレーナは, その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため, 最高使用圧力を設定しないが, ここでは, 原子炉格納容器の内圧の最高使用圧力を [] 内に示す。

*6 : サプレッションチェンバの最高使用温度を示す。

*7 : 重大事故等時における使用時の値。

*8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(□)」と記載。

*9 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(□)」と記載。

*10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(□)」と記載。

- *11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「()」と記載。
- *12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「()」と記載。
- *13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「()」と記載。
- *14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「()」と記載。
- *15：記載の適正化を行う。既工事計画書には独立した2系列を合わせた「4」と記載。高圧炉心注水系ストレーナは、独立した2系列のそれぞれで2個を1組として使用する。

(5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

		変 更 前*1		変 更 後	
名 称		E22-F020B, C		変更なし	
種 類	—	平衡形			
吹 出 圧 力	MPa	1.37			
吹 出 量	kg/h/個	□*2			
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25A		
	の ど 部 の 径	mm	□*2		
	弁 座 口 の 径	mm	□*2		
	リ フ ト	mm	□以上		
材 料	弁 箱	—	SCPH2		
駆 動 方 法		—			
個 数		—			
取 付 箇 所	系 統 名	—	E22-F020B 高压炉心注水系 B系		E22-F020C 高压炉心注水系 C系
	設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm		原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm
	溢水防護上の 区画番号	—	—		
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—		

注記*1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

(6) 主要弁の名称, 種類, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 駆動方法, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

		変更前*		変更後		
名称		E22-F001B, C		変更なし		
種類	—	止め弁				
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	100				
主要寸法	呼び径	—	400A			
	弁箱厚さ	mm	□以上			
	弁ふた厚さ	mm	□以上			
材料	弁箱	—	SCPH2			
	弁ふた	—	SCPH2			
駆動方法	—	電気作動				
個数	—	2				
取付箇所	系統名	—	E22-F001B 高圧炉心注水系 B系			E22-F001C 高圧炉心注水系 C系
	設置床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm			原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm
箇所	溢水防護上の 区画番号	—	—			R-B3-12
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—		EL0.12m 以上	EL0.17m 以上

注記* : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

		変更前		変更後		
名称 ^{*1}		E22-F003B, C ^{*2}		変更なし		
種類	—	止め弁				
最高使用圧力	MPa	11.77 ^{*3}				
最高使用温度	℃	302 ^{*3}				
主要寸法	呼び径	— ^{*4}	200A ^{*5}			
	弁箱厚さ	mm	□ 以上 ^{*3}			
	弁ふた厚さ	mm	□ 以上 ^{*3}			
材料	弁箱	—	SCPH2			
	弁ふた	—	SCPH2			
	弁体	—	SCPH2 ^{*3}			
駆動方法		—	電気作動			
個数		—	2			
取付箇所	系統名	—	E22-F003B 高圧炉心注水系 B系 ^{*3}			E22-F003C 高圧炉心注水系 C系 ^{*3}
	設置床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. 12300mm ^{*6}			原子炉建屋 T. M. S. L. 12300mm ^{*6}
箇所	溢水防護上の 区画番号	—	—		R-1F-8	R-1F-9
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—			EL0.78m 以上	EL2.70m 以上

- 注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。
- *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F003B, C」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。
- *5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「200」と記載。
- *6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

		変更前		変更後		
名称 ^{*1}		E22-F004B, C ^{*2}		変更なし		
種類	—	逆止め弁				
最高使用圧力	MPa	8.62 ^{*3}				
最高使用温度	℃	302 ^{*3}				
主要寸法	呼び径	— ^{*4}	200A ^{*5}			
	弁箱厚さ	mm	□以上 ^{*3}			
	弁ふた厚さ	mm	□以上 ^{*3}			
材料	弁箱	—	SCPH2			
	弁ふた	—	SCPH2			
	弁体	—	S25C ^{*3}			
駆動方法		—	空気作動（窒素作動）			
個数		—	2			
取付箇所	系統名	—	E22-F004B 高圧炉心注水系 B系 ^{*3}			E22-F004C 高圧炉心注水系 C系 ^{*3}
	設置床	—	原子炉格納容器 T. M. S. L. 12300mm ^{*6}			原子炉格納容器 T. M. S. L. 12300mm ^{*6}
	溢水防護上の 区画番号	—	—			
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—				

- 注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。
- *2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「F004B, C」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。
- *5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「200」と記載。
- *6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器内」と記載。記載内容は、設計図書による。

		変 更 前		変 更 後
名 称*1		E22-F006B, C*2		—*3
種 類	—	止め弁		
主 要 寸 法 (呼 び 径 A)		—	400	
材 弁	箱	—	SCPH2	
料 弁	ふ た	—	SCPH2	
駆 動 方 法		—	電気作動	
個 数		—	2	
取 付 箇 所		—	原子炉格納容器外	

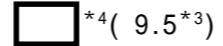
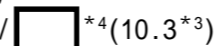
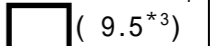
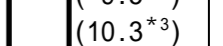
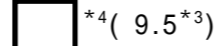
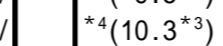
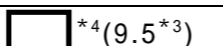
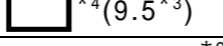
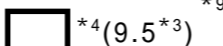
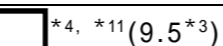
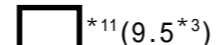
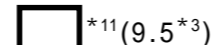
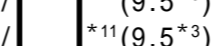
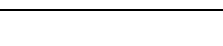
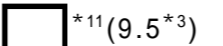
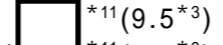

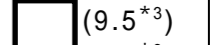
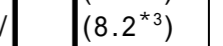
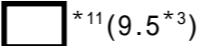
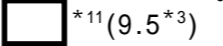
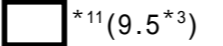
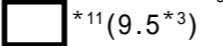
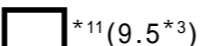
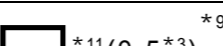
注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F006B, C」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 当該弁については、主要弁に該当しないため記載の適正化を行う。

(7) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料(常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変 更 前						変 更 後						
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
高 圧 炉 心 注 水 系	E22-F021, F022, F023 ~ 高压炉心注水系集合管	1.37 ^{*2}	66	508.0 ^{*3} / /318.5	 ^{*4} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*4} (10.3 ^{*3})	SUS304	E22-F021, F022, F023 ~ 高压炉心注水系集合管	変更なし	508.0 ^{*3, *7} /508.0 /318.5	 ^{*7} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*7} (10.3 ^{*3})	変更なし	
				508.0 ^{*3} /508.0 /318.5	 ^{*4} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*4} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*4} (10.3 ^{*3})	SUS304						変更なし
				508.0 ^{*3}	 ^{*4} (9.5 ^{*3})	SUS304						
	高压炉心注水系集合管 ~ 高压炉心注水系(B), (C)分岐部	1.37 ^{*2}	66	508.0 ^{*3, *9}	 ^{*4} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*4, *11} (9.5 ^{*3})	SUS304 ^{*9} SUS304	高压炉心注水系集合管 ~ 高压炉心注水系(B), (C)分岐部	変更なし	85 ^{*6}	変更なし	変更なし	
				508.0 ^{*3}	 ^{*4, *11} (9.5 ^{*3})	SUS304						
	高压炉心注水系(B), (C)分岐部	1.37 ^{*2}	66	508.0 ^{*3} /508.0 /406.4	 ^{*11} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*11} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*11} (9.5 ^{*3})	SUS304	高压炉心注水系(B), (C)分岐部	変更なし	85 ^{*6}	変更なし	変更なし	
	高压炉心注水系(B), (C)分岐部 ~ 代替循環冷却配管高压炉心 注水系(B)合流部	1.37 ^{*2}	66	406.4 ^{*3}	 ^{*11} (9.5 ^{*3})	SUS304	高压炉心注水系(B), (C)分岐部 ~ 代替循環冷却配管高压炉心 注水系(B)合流部	変更なし	85 ^{*6}	変更なし	変更なし	
	代替循環冷却配管高压炉心 注水系(B)合流部	1.37 ^{*2}	66	406.4 ^{*3} /406.4 /	 ^{*11} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*11} (9.5 ^{*3}) / /	SUS304	代替循環冷却配管高压炉心 注水系(B)合流部	変更なし	406.4 ^{*3, *7} /406.4 /216.3	 ^{*7} (9.5 ^{*3}) / /  ^{*7} (8.2 ^{*3})	変更なし	
	代替循環冷却配管高压炉心 注水系(B)合流部 ~ E22-F001B	1.37 ^{*2}	66	406.4 ^{*3}	 ^{*11} (9.5 ^{*3})	SUS304	代替循環冷却配管高压炉心 注水系(B)合流部 ~ E22-F001B	変更なし	85 ^{*6}	変更なし	変更なし	
				406.4 ^{*3, *9}	 ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SUS304 ^{*9}						
406.4 ^{*3}				 ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}							
406.4 ^{*3, *9}				 ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SGV410 ^{*9, *13}							
E22-F001B ~ サブレーションプール水(B) 合流部	1.37 ^{*2}	100	406.4 ^{*3}	 ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}	E22-F001B ~ サブレーションプール水(B) 合流部	変更なし	85 ^{*6}	変更なし	変更なし		
			406.4 ^{*3, *9}	 ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SGV410 ^{*9, *13}							

R0
K6

変更前						変更後															
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料										
高圧炉心注水系	サプレッションプール水(B) 合流部 ~ 高圧炉心注水系ポンプ(B) ^{*8}	1.37 ^{*2}	100	406.4 ^{*3} /406.4 /406.4	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}	高圧炉心注水系	変更なし	変更なし 120 ^{*6}	変更なし											
				406.4 ^{*3, *9}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}							SGV410 ^{*9, *13}									
				406.4 ^{*3}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})							SGV410 ^{*13}									
	高圧炉心注水系(B), (C)分岐部 ~ 高圧炉心注水配管原子炉 隔離時冷却系分岐部 ^{*14}	1.37 ^{*2}	66	508.0 ^{*3} /406.4	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SUS304						高圧炉心注水系(B), (C)分岐部 ~ 高圧炉心注水配管原子炉 隔離時冷却系分岐部 ^{*15}	変更なし								
				406.4 ^{*3}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SUS304															
				406.4 ^{*3, *9}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SUS304 ^{*9}															
				406.4 ^{*3} /406.4 /216.3	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (8.2 ^{*3})	SUS304															
	高圧炉心注水配管原子炉 隔離時冷却系分岐部 ~ E22-F001C ^{*14}	1.37 ^{*2}	66	406.4 ^{*3}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SUS304						高圧炉心注水系	変更なし								
				406.4 ^{*3, *9}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SUS304 ^{*9}															
				406.4 ^{*3}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}															
				406.4 ^{*3, *9}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SGV410 ^{*9, *13}															
	E22-F001C ~ サプレッションプール水(C) 合流部 ^{*14}	1.37 ^{*2}	100	406.4 ^{*3}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}											高圧炉心注水系	変更なし			
406.4 ^{*3, *9}				<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SGV410 ^{*9, *13}																
サプレッションプール水(C) 合流部 ~ 高圧炉心注水系ポンプ(C) ^{*14}	1.37 ^{*2}	100	406.4 ^{*3} /406.4 /406.4	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) <input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}	高圧炉心注水系	変更なし	変更なし 120 ^{*6}	変更なし												
			406.4 ^{*3, *9}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}							SGV410 ^{*9, *13}										
			406.4 ^{*3}	<input type="checkbox"/> ^{*11} (9.5 ^{*3})							SGV410 ^{*13}										

変 更 前						変 更 後					
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 ()	外 径 (mm)	厚 (mm)	材 料
*16 高圧炉心注水配管原子炉 隔離時冷却系分岐部 ~ 高圧代替注水系分岐部	1.37 ^{*2}	66	216.3 ^{*3}	8.2 ^{*3}	SUS304TP	*15 高圧炉心注水配管原子炉 隔離時冷却系分岐部 ~ 高圧代替注水系分岐部	変更なし				
			216.3 ^{*3, *9}	8.2 ^{*3, *9}	SUS304TP ^{*9}		1.37	66	216.3 ^{*3} /216.3 /216.3	8.2 ^{*3} /8.2 /8.2	SUS304TP
*16 高圧代替注水系分岐部 ~ E51-F001	1.37 ^{*2}	66	216.3 ^{*3}	8.2 ^{*3}	STS410 ^{*17}	*18 高圧代替注水系分岐部 ~ E51-F001	変更なし				
*19 高圧炉心注水系ストレーナ(B) ~ サプレッションプール水(B) 合流部	0.31 ^{*2}	104	*3, *20			*20	高 圧 炉 心 注 水 系	変更なし	変更なし 120 ^{*6}	変更なし	
			406.4 ^{*3}	□ ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV42						
	1.37 ^{*2}	100	406.4 ^{*3}	□ ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}						
			406.4 ^{*3, *9}	□ ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SGV410 ^{*9, *13}						
*21 高圧炉心注水系ストレーナ(C) ~ サプレッションプール水(C) 合流部	0.31 ^{*2}	104	*3, *20			*20	高 圧 炉 心 注 水 系	変更なし	変更なし 120 ^{*6}	変更なし	
			406.4 ^{*3}	□ ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV42						
	1.37 ^{*2}	100	406.4 ^{*3}	□ ^{*11} (9.5 ^{*3})	SGV410 ^{*13}						
			406.4 ^{*3, *9}	□ ^{*11} (9.5 ^{*3}) ^{*9}	SGV410 ^{*9, *13}						
*22 高圧炉心注水系ポンプ(B) ~ ほう酸水注入系合流部	11.77 ^{*2}	100	267.4 ^{*3}	21.4 ^{*3}	STS410 ^{*17}	高 圧 炉 心 注 水 系	変更なし	変更なし 120 ^{*6}	変更なし		
			267.4 ^{*3, *9}	21.4 ^{*3, *9}	STS410 ^{*9, *17}						
			267.4 ^{*3} /267.4 /	21.4 ^{*3} /21.4 /	STS410 ^{*17}						
			267.4 ^{*3} /216.3	21.4 ^{*3} /18.2	STS410 ^{*17}						
			8.62 ^{*2}	302	216.3 ^{*3}					15.1 ^{*3}	STS410 ^{*17}

変更前						変更後						
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 ()	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
高圧炉心注水系	*22 ほう酸水注入系合流部 ～ 原子炉压力容器	8.62 ^{*2}	302	48.6 ^{*3}	□ ^{*11} (7.1 ^{*3})	SFVC2B	*23 ほう酸水注入系合流部 ～ 原子炉压力容器	変更なし 9.22 ^{*6}	変更なし 306 ^{*6}	変更なし		
				70.4 ^{*3}	□ ^{*11} (18.0 ^{*3})							SFVC2B
				216.3 ^{*3}	15.1 ^{*3}							STS410 ^{*17}
				216.3 ^{*3, *9}	15.1 ^{*3, *9}							STS410 ^{*9, *17}
	高圧炉心注水系ポンプ(C) ～ 原子炉压力容器	11.77 ^{*2}	100	267.4 ^{*3}	21.4 ^{*3}	STS410 ^{*17}	変更なし	変更なし	変更なし 120 ^{*6}	変更なし		
				267.4 ^{*3, *9}	21.4 ^{*3, *9}	STS410 ^{*9, *17}						
				267.4 ^{*3} /267.4 /	21.4 ^{*3} /21.4 /	STS410 ^{*17}						
				267.4 ^{*3} /216.3	21.4 ^{*3} /18.2	STS410 ^{*17}						
				216.3 ^{*3}	15.1 ^{*3}	STS410 ^{*17}						
				216.3 ^{*3, *9}	15.1 ^{*3, *9}	STS410 ^{*9, *17}						
8.62 ^{*2}	302	216.3 ^{*3}	15.1 ^{*3}	STS410 ^{*17}	変更なし 9.22 ^{*6}	変更なし 306 ^{*6}	変更なし					

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「補給水系より高圧炉心注水系ポンプ(B),(C)入口配管まで」と記載。

*2：SI 単位に換算したものである。

*3：公称値を示す。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年10月13日付け4資庁第8732号にて認可された工事計画の -3-1-1-1-1「管の基本板厚計算書」による。

*5：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）及び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，代替格納容器スプレイ冷却系，代替循環冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系）と兼用。

*6：重大事故等時における使用時の値。

*7：本設備は既存の設備である。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「補給水系（復水貯蔵槽より）から高圧炉心注水系ポンプ(B)まで」と記載。

*9：エルボを示す。

*10：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系）及び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，高圧代替注水系）と兼用。

*11：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年3月27日付け3資庁第13033号にて認可された工事計画の -3-1-5-1-1「管の基本板厚計算書」による。

*12：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）と兼用。

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「SGV42」と記載。記載内容は、設計図書による。

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ(B)入口配管から高圧炉心注水系ポンプ(C)まで」と記載。

*15：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系）及び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（高圧代替注水系）と兼用。

*16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポンプ(C)入口配管から原子炉隔離時冷却系まで」と記載。

*17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は、設計図書による。

*18：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）と兼用。

*19：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバからポンプ(B)入口配管まで」と記載。

*20：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバからポンプ(C)入口配管まで」と記載。

*22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「高圧炉心注水系ポンプ(B)及びほう酸水注入系から原子炉压力容器まで」と記載。

*23：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）及び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（ほう酸水注入系）と兼用。

以下の設備は、既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）として本工事計画で兼用とする。
補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021,F022,F023

6.2 原子炉隔離時冷却系

(1) ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所(常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 原子炉隔離時冷却系ポンプ

			変更前	変更後	
名称			原子炉隔離時冷却系ポンプ ^{*1}		
ポンプ	種類	—	ターボ形	変更なし	
	容量 ^{*2}	m ³ /h ^{*3}	□以上 ^{*4} (188 ^{*5})		
	揚程 ^{*6}	m	高压時 □以上 ^{*4} (900 ^{*5}) 低压時 □以上 ^{*4} (186 ^{*5})		
	最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 吐出側 11.77 ^{*4}		
	最高使用温度	℃	77 ^{*4}		変更なし 120 ^{*7}
	主要寸法	吸込内径	mm	140 ^{*4, *5}	変更なし
		吐出内径	mm	125 ^{*4, *5}	
		ケーシング厚さ	mm	□(44.6 ^{*5}) ^{*4}	
		たて	mm	890 ^{*4, *5}	
		横	mm	2133 ^{*4, *5}	
高さ	mm	1460 ^{*5, *8}			
材料	ケーシング	—	□		
	ケーシングカバー	—	□		
個数	—	1			
取付箇所	系統名	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*4}		
	設置床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm ^{*4}		
	溢水防護上の区画番	—	—	R-B3-6	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—	EL0. 24m 以上	
原動機	種類	—	背圧式蒸気タービン	変更なし	
	出力	kW ^{*9}	670		
	個数	—	1		
	取付箇所	—	ポンプと同じ ^{*4}		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載。

*3 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「m³/h/個」と記載。

*4 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*5 : 公称値を示す。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格揚程」と記載。

*7 : 重大事故等時における使用時の値。

- *8 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成 4 年 3 月 27 日付け 3 資庁第 13033 号にて認可された工事計画の第 2-4-2 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ構造図」による。
- *9 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「kW/個」と記載。

(3) 貯蔵槽の名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材補給設備 (補給水系) であり, 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) として本工事計画で兼用とする。
復水貯蔵槽

(4) ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 原子炉隔離時冷却系ストレーナ

			変更前 ^{*1}	変更後
名 称			原子炉隔離時冷却系 ストレーナ	変更なし
種 類	—		かご形	
容 量	m ³ /h/組		□以上(□ ^{*2})	
最 高 使 用 圧 力	kPa		— [310] ^{*3}	
最 高 使 用 温 度	℃		104	変更なし 120 ^{*4}
主 要 寸 法	外 径	mm	□ ^{*2}	変更なし
	長 さ	mm	□ ^{*2}	
材 料	こ し 筒	—	□	
個 数	—		2 ^{*5, *6}	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 T. M. S. L. -8200mm	
	溢水防護上の区画 番 号	—	—	
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—		

注記*1 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*2 : 公称値を示す。

*3 : 原子炉隔離時冷却系ストレーナは, その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため, 最高使用圧力を設定しないが, ここでは原子炉格納容器 (内圧) の最高使用圧力を [] 内に示す。

*4 : 重大事故等時における使用時の値。

*5 : 記載内容は, 平成4年3月27日付け3資庁第13033号にて認可された工事計画の第2-4-1図「原子炉隔離時冷却系系統図」による。

*6 : 原子炉隔離時冷却系ストレーナは, 2個を1組として使用する。

(5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

			変 更 前*1	変 更 後
名 称			E51-F017	変更なし
種 類	—		平衡形	
吹 出 圧 力	MPa		1.37	
吹 出 量	kg/h		<input type="text"/> *2	
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25A	
	の ど 部 の 径	mm	<input type="text"/> *2	
	弁 座 口 の 径	mm	<input type="text"/> *2	
	リ フ ト	mm	<input type="text"/> 以上	
材 料	弁 箱	—	SCPH2	
駆 動 方 法		—	—	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系	
	設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—	

注記*1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は，設計図書による。

*2：公称値を示す。

(6) 主要弁の名称, 種類, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 駆動方法, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

			変更前*	変更後
名 称			E51-F001	変更なし
種 類	—	止め弁		
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37		
最 高 使 用 温 度	℃	77		
主 要 寸 法	呼 び 径	—	200A	
	弁 箱 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上	
	弁 ふ た 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上	
材 料	弁 箱	—	SCPH2	
	弁 ふ た	—	SCPH2	
駆 動 方 法			電気作動	
個 数			1	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系	
	設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm	
取 付 箇 所	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—		EL0. 24m 以上

注記* : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

			変更前	変更後
名 称 ^{*1}			E51-F004 ^{*2}	変更なし
種 類	—	止め弁		
最 高 使 用 圧 力	MPa	11.77 ^{*3}		
最 高 使 用 温 度	℃	302 ^{*3}		
主 要 寸 法	呼 び 径	— ^{*4}	150A ^{*5}	
	弁 箱 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
	弁 ふ た 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
材 料	弁 箱	—	SCPH2	
	弁 ふ た	—	SCPH2	
駆 動 方 法			電気作動	
個 数			1	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*3}	
	設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm ^{*6}	
管 所	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL <input type="text"/> m 以上

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F004」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「150」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変更前	変更後
名 称 ^{*1}			E51-F006 ^{*2}	変更なし
種 類	—	止め弁		
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37 ^{*3}		
最 高 使 用 温 度	℃	104 ^{*3}		
主 要 寸 法	呼 び 径	— ^{*4}	200A ^{*5}	
	弁 箱 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
	弁 ふ た 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
材 料	弁 箱	—	SCPH2	
	弁 ふ た	—	SCPH2	
駆 動 方 法			電気作動	
個 数			1	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*3}	
	設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. - 8200mm ^{*6}	
管 所	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL0.24m 以上

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F006」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「200」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変更前	変更後
名 称 ^{*1}			E51-F035 ^{*2}	変更なし
種 類	—	止め弁		
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62 ^{*3}		
最 高 使 用 温 度	℃	302 ^{*3}		
主 要 寸 法	呼 び 径	— ^{*4}	150A ^{*5}	
	弁 箱 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
	弁 ふ た 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
材 料	弁 箱	—	SCPH2	
	弁 ふ た	—	SCPH2	
	弁 体	—	SCPH2 ^{*3}	
駆 動 方 法			電気作動	
個 数			1	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*3}	
	設 置 床	—	原子炉格納容器 ^{*6} T. M. S. L. 12300mm	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F035」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「150」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器内」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変更前	変更後	
名 称 ^{*1}			E51-F036 ^{*2}	変更なし	
種 類	—		止め弁		
最 高 使 用 圧 力	MPa		8.62 ^{*3}		
最 高 使 用 温 度	℃		302 ^{*3}		
主 要 寸 法	呼 び 径	— ^{*4}	150A ^{*5}		
	弁 箱 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}		
	弁 ふ た 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}		
材 料	弁 箱	—	SCPH2		
	弁 ふ た	—	SCPH2		
	弁 体	—	SCPH2 ^{*3}		
駆 動 方 法			—		電気作動
個 数			—		1
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*3}		
	設 置 床	—	原子炉建屋 ^{*6} T. M. S. L. 12300mm		
	溢水防護上の区画番号	—	R-1F-1		
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	EL <input type="text"/> m 以上		

- 注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。
 *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F036」と記載。記載内容は、設計図書による。
 *3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
 *4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。
 *5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「150」と記載。
 *6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変更前	変更後
名 称 ^{*1}			E51-F037 ^{*2}	変更なし
種 類	—	止め弁		
最 高 使 用 圧 力	MPa	8.62 ^{*3}		
最 高 使 用 温 度	℃	302 ^{*3}		
主 要 寸 法	呼 び 径	— ^{*4}	150A ^{*5}	
	弁 箱 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
	弁 ふ た 厚 さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}	
材 料	弁 箱	—	SCPH2	
	弁 ふ た	—	SCPH2	
駆 動 方 法		—	電気作動	
個 数		—	1	
取 付 箇 所	系 統 名	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*3}	
	設 置 床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -8200mm ^{*6}	
管 所	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL0.24m 以上

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F037」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「150」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変 更 前	変 更 後
名 称*1			E51-F039*2	—*3
種 類	—	止め弁		
主 要 寸 法 (呼 び 径 A)	—	350		
材 弁 箱 料 弁 ふ た	—	SCPH2		
	—	SCPH2		
駆 動 方 法	—	電気作動		
個 数	—	1		
取 付 箇 所	—	原子炉格納容器外		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F039」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 当該弁については、主要弁に該当しないため記載の適正化を行う。

(7) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変更前						変更後						
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉隔離時冷却系	*1 原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 蒸気入口配管分岐部	8.62*2	302	165.2*3	14.3*3	STS410*4	*5 原子炉隔離時冷却系分岐部 ～ 蒸気入口配管分岐部	変更なし 9.22*6	変更なし 306*6	変更なし		
				165.2*3, *7	14.3*3, *7	STS410*4, *7				変更なし		
				165.2*3	14.3*3	STS410*4				変更なし		
	—						8.62*6	302*6	165.2*3 /165.2 /114.3	14.3*3 /14.3 /11.1	STS410	
	*1 蒸気入口配管分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン	8.62*2	302	165.2*3	14.3*3	STS410*4	原子炉隔離時冷却系	変更なし				
				165.2*3, *7	14.3*3, *7	STS410*4, *7						
				165.2*3 /— /165.2	14.3*3 /— /14.3	STS410*4						
				165.2*3 /165.2 /—	14.3*3 /14.3 /—	STS410*4						
				165.2*3 /114.3	14.3*3 /11.1	STS410*4						
	114.3*3, *7	11.1*3, *7	STS410*4, *7									
*8 原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン ～ 蒸気出口配管合流部	0.98*2	184	318.5*3	10.3*3	STS410*4							
			355.6*3 /— /318.5	11.1*3 /— /10.3	STS410*4							
			355.6*3	11.1*3	STS410*4							
			355.6*3, *7	11.1*3, *7	STS410*4, *7							
			355.6*3 /355.6 /—	11.1*3 /11.1 /—	STS410*4							

変更前						変更後						
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉隔離時冷却系	*8 蒸気出口配管合流部 ～ サプレッションチェンバ	—					*5 蒸気出口配管合流部 ～ サプレッションチェンバ	0.98*6	184*6	355.6*3 /355.6	11.1*3 /11.1	STS410
		0.98*2	184	355.6*3	11.1*3	STS410*4		変更なし				
				355.6*3	11.1*3	SUS304LTP						
			355.6*3, *9	11.1*3, *9	SUS304L*9							
	*10 E51-F001 ～ サプレッションプール水合流部	1.37*2	77	216.3*3	8.2*3	STS410*4	変更なし					
	*10 サプレッションプール水合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系ポンプ	1.37*2	77	216.3*3	8.2*3	STS410*4	変更なし	変更なし 120*6	変更なし			
				216.3*3, *7	8.2*3, *7	STS410*4, *7						
				216.3 /216.3 /216.3	8.2 /8.2 /8.2	STS410*4						
	*11 原子炉隔離時冷却系 ストレナ ～ サプレッションプール水合流部	0.31*2	104	*3, *12			*12	変更なし	変更なし 120*6	変更なし		
				216.3*3	8.2*3	STS42						
1.37*2		77	216.3*3	8.2*3	STS410*4							
			216.3*3, *7	8.2*3, *7	STS410*4, *7							
*13 原子炉隔離時冷却系ポンプ ～ 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部	11.77*2	77	165.2*3	18.2*3	STS410*4	変更なし	変更なし	変更なし 120*6	変更なし			
			165.2 /165.2 /—	18.2 /18.2 /—	STS410*4							
(次頁へ続く)						(次頁へ続く)						

変更前						変更後					
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
原子炉隔離時冷却系	(前頁からの続き)	11.77*2	77	165.2*3 / — /165.2	18.2*3 / — /18.2	原子炉隔離時冷却系	変更なし	変更なし 120*6	変更なし	変更なし	変更なし
				165.2*3, *7	18.2*3, *7						
	8.62*2	302	165.2*3	14.3*3	STS410*4	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
			165.2*3, *7	14.3*3, *7	STS410*4, *7						

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「主蒸気系から原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンまで」と記載。

*2 : SI 単位に換算したものである。

*3 : 公称値を示す。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は、設計図書による。

*5 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧代替注水系) 及び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 (高圧代替注水系) と兼用。

*6 : 重大事故等時における使用時の値。

*7 : エルボを示す。

*8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用蒸気タービンからサブプレッションチェンバへ」と記載。

*9 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年3月27日付け3資庁第13033号にて認可された工事計画のIV-3-1-4-1-1「管の基本板厚計算書」による。

*10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「高圧炉心注水系から原子炉隔離時冷却系ポンプまで」と記載。

*11 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「サブプレッションチェンバからポンプ入口配管まで」と記載。

*12 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*13 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉隔離時冷却系ポンプから復水給水系まで」と記載。

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備 (主蒸気系) であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) として本工事計画で兼用とする。

主蒸気系 原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備 (復水給水系) であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) として本工事計画で兼用とする。

復水給水系 原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部～原子炉圧力容器

復水給水系 原子炉隔離時冷却系配管 B21-F056B 出口合流部～原子炉隔離時冷却系配管復水給水系(B)合流部

以下の設備は、既存の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉心注水系)であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) として本工事計画で兼用とする。

高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管

高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部

高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部

高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部

高圧炉心注水系 高圧代替注水系分岐部～E51-F001

以下の設備は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉心注水系)であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (原子炉隔離時冷却系) として本工事計画で兼用とする。

高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧代替注水系分岐部









以下の設備は、既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（原子炉隔離時冷却系）として本工事計画で兼用とする。
補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023

6.3 高压代替注水系

(1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

a. 高压代替注水系ポンプ

			変更前	変更後	
名称				高压代替注水系ポンプ*1	
ポンプ	種類	—		ターボ形	
	容量*2	m ³ /h		182 以上 (182*3)	
	揚程*2	m		900 以上 (958*3)	
	最高使用圧力*2	MPa		吸込側 1.37 吐出側 11.8	
	最高使用温度*2	℃		77	
	主要寸法	吸込口径	mm		 *3
		吐出口径	mm		 *3
		ケーシング厚さ	mm		 ( *3)
		たて	mm		 *3
		横	mm		 *3
高さ		mm		 *3	
材料	ケーシング	—			
	ケーシングカバー	—			
個数	—			1	
取付箇所	系統名	—		高压代替注水系	
	設置床	—		原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm	
	溢水防護上の区画番号	—		R-B2-2H	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		EL0.51m 以上	
原動機	種類	—		背圧式蒸気タービン	
	出力	kW		—	
	個数	—		1	
	取付箇所	—		ポンプと同じ	

注記*1 : 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（高压代替注水系）と兼用。

*2 : 重大事故等時における使用時の値。

*3 : 公称値を示す。

(3) 貯蔵槽の名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材補給設備 (補給水系) であり, 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧代替注水系) として本工事計画で兼用とする。
復水貯蔵槽

(7) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変更前						変更後						
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉隔離時冷却系	—	—	—	—	—	原子炉隔離時冷却系 ^{*1}	8.62 ^{*2}	302 ^{*2}	蒸気入口配管分岐部 ～ E51-F080	114.3 ^{*3}	11.1 ^{*3}	STS410
									114.3 ^{*3, *4}	11.1 ^{*3, *4}	STS410 ^{*4}	
高圧代替注水系	—	—	—	—	—	高圧代替注水系	8.62 ^{*2}	302 ^{*2}	E51-F080 ～ 高圧代替注水系ポンプ ^{*1}	114.3 ^{*3}	11.1 ^{*3}	STS410
										114.3 ^{*3, *4}	11.1 ^{*3, *4}	STS410 ^{*4}
										114.3 ^{*3} /114.3 /—	11.1 ^{*3} /11.1 /—	STS410
										114.3 ^{*3} / 89.1	11.1 ^{*3} /11.1	STS410
										89.1 ^{*3, *4}	11.1 ^{*3, *4}	STS410 ^{*4}
										89.1 ^{*3}	11.1 ^{*3}	STS410
							0.98 ^{*2}	184 ^{*2}	高圧代替注水系ポンプ ～ 蒸気出口配管合流部 ^{*1}	216.3 ^{*3}	8.2 ^{*3}	STS410
									216.3 ^{*3, *4}	8.2 ^{*3, *4}	STS410 ^{*4}	
									355.6 ^{*3} /— /216.3	11.1 ^{*3} /— / 8.2	STS410	
									355.6 ^{*3}	11.1 ^{*3}	STS410	
			355.6 ^{*3, *4}	11.1 ^{*3, *4}	STS410 ^{*4}							
			355.6 ^{*3} /355.6 /—	11.1 ^{*3} /11.1 /—	STS410							

変更前						変更後						
名称	最高使用力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
高圧炉心注水系	—					高圧炉心注水系	*1 高圧代替注水系分岐部 ～ E22-F030	1.37*2	66*2	216.3*3	8.2*3	SUS304TP
										216.3*3, *4	8.2*3, *4	SUS304TP*4
										216.3*3	8.2*3	STS410
高圧代替注水系						*1 E22-F030 ～ 高圧代替注水系ポンプ	1.37*2	77*2	216.3*3	8.2*3	STS410	
									216.3*3, *4	8.2*3, *4	STS410*4	
						*1 高圧代替注水系ポンプ ～ B21-F058	11.8*2	77*2	165.2*3	18.2*3	STS410	
									165.2*3, *4	18.2*3, *4	STS410*4	
									165.2 / — /165.2	18.2 / — /18.2	STS410	
						*1 B21-F058 ～ 高圧代替注水配管合流部	8.62*2	302*2	165.2*3	14.3*3	STS410	
									165.2*3, *4	14.3*3, *4	STS410*4	
復水給水系						*1 B21-F058 ～ 高圧代替注水配管合流部	8.62*2	302*2	165.2*3	14.3*3	STS410	
									165.2*3, *4	14.3*3, *4	STS410*4	

注記*1 : 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（高圧代替注水系）と兼用。

*2 : 重大事故等時における使用時の値。

*3 : 公称値を示す。

*4 : エルボを示す。

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備（主蒸気系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

主蒸気系 原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部

以下の設備は、既存の原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

復水給水系 代替注水配管復水給水系(A)合流部～原子炉圧力容器

復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系(A)合流部

以下の設備は、原子炉冷却材の循環設備（復水給水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

復水給水系 高圧代替注水配管合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部

以下の設備は、既存の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管

高圧炉心注水系 高圧炉心注水系集合管～高圧炉心注水系(B), (C)分岐部

高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部

高圧炉心注水系 高圧炉心注水系(B), (C)分岐部～高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部

以下の設備は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉心注水系)であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

高圧炉心注水系 高圧炉心注水配管原子炉隔離時冷却系分岐部～高圧代替注水系分岐部

以下の設備は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(原子炉隔離時冷却系)であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系分岐部～蒸気入口配管分岐部

原子炉隔離時冷却系 蒸気出口配管合流部～サブプレッションチェンバ

以下の設備は、既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧代替注水系）として本工事計画で兼用とする。

補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023

6.4 低圧注水系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

- ・常設

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

残留熱除去系ポンプ

(4) ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

以下の設備は, 既存の残留熱除去設備 (残留熱除去系) であり, 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧注水系) として本工事計画で兼用とする。

残留熱除去系ストレーナ

(5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）として本工事計画で兼用とする。

E11-F051A, B, C

(7) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材の循環設備 (復水給水系) であり, 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧注水系) として本工事計画で兼用とする。

復水給水系 代替注水配管復水給水系 (A) 合流部～原子炉圧力容器
復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系 (A) 合流部

以下の設備は, 既存の残留熱除去設備 (残留熱除去系) であり, 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧注水系) として本工事計画で兼用とする。

残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ (A)～原子炉圧力容器 (A) 系出口配管合流部
残留熱除去系 原子炉圧力容器 (A) 系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ (A)
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ (A)～残留熱除去系ポンプ (A) 出口分岐部
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ (A) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器 (A)
残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器 (A)～サプレッションプール水移送配管 (A) 分岐部
残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管 (A) 分岐部～熱交換器 (A) 出口配管合流部
残留熱除去系 熱交換器 (A) 出口配管合流部～サプレッションプール注水配管 (A) 分岐部
残留熱除去系 サプレッションプール注水配管 (A) 分岐部～残留熱除去系配管 (A) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部
残留熱除去系 残留熱除去系配管 (A) 燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系 (A) 合流部
残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系 (A) 合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部
残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ (B)～原子炉圧力容器 (B) 系出口配管合流部
残留熱除去系 原子炉圧力容器 (B) 系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ (B)
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ (B)～残留熱除去系ポンプ (B) 出口分岐部
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ (B) 出口分岐部～残留熱除去系熱交換器 (B)
残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器 (B)～サプレッションプール水移送配管 (B) 分岐部
残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管 (B) 分岐部～熱交換器 (B) 出口配管合流部
残留熱除去系 熱交換器 (B) 出口配管合流部～サプレッションプール注水配管 (B) 分岐部

- 残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(B)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
- 残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部
- 残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(B)分岐部～残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部
- 残留熱除去系 残留熱除去系配管(B)燃料プール冷却浄化系入口配管分岐部～ドライウエルスプレイモード(B)分岐部
- 残留熱除去系 ドライウエルスプレイモード(B)分岐部
- 残留熱除去系 ドライウエルスプレイモード(B)分岐部～低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
- 残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部
- 残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉压力容器
- 残留熱除去系 残留熱除去系ストレーナ(C)～原子炉压力容器(C)系出口配管合流部
- 残留熱除去系 原子炉压力容器(C)系出口配管合流部～残留熱除去系ポンプ(C)
- 残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)～残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部
- 残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ(C)出口分岐部～残留熱除去系熱交換器(C)
- 残留熱除去系 残留熱除去系熱交換器(C)～サプレッションプール水移送配管(C)分岐部
- 残留熱除去系 サプレッションプール水移送配管(C)分岐部～熱交換器(C)出口配管合流部
- 残留熱除去系 熱交換器(C)出口配管合流部～サプレッションプール注水配管(C)分岐部
- 残留熱除去系 サプレッションプール注水配管(C)分岐部～サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部
- 残留熱除去系 サプレッションチェンバスプレイモード(C)分岐部～ドライウエルスプレイモード(C)分岐部
- 残留熱除去系 ドライウエルスプレイモード(C)分岐部～原子炉压力容器

6.5 低圧代替注水系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

- ・常設

以下の設備は，既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

復水移送ポンプ

- ・可搬型

以下の設備は，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（燃料プール代替注水系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（7 号機設備，6, 7 号機共用）

(3) 貯蔵槽の名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材補給設備 (補給水系) であり, 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) として本工事計画で兼用とする。
復水貯蔵槽

(4) ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・可搬型

以下の設備は, 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 (燃料プール代替注水系) であり, 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) として本工事計画で兼用とする。

可搬型 Y 型ストレーナ (7 号機設備, 6, 7 号機共用)

(5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

以下の設備は，既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

E11-F051A, B, C*

注記*：E11-F051A, B が対象。

(7) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変更前						変更後					
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
高圧炉心注水系						高圧炉心注水系 *1, *2 高圧炉心注水系集合管 ~ P13-F011	1.37*3	85*3	508.0*4	□ (9.5*4)	SUS304
									508.0 /318.5	□ (9.5*4) (10.3*4)	SUS304
									318.5 /267.4	10.3 /9.3	SUS304TP
補給水系	—					高圧炉心注水系 *1, *2 P13-F011 ~ 低圧代替注水系合流部	1.37*3	85*3	267.4*4	9.3*4	SUS304TP
									267.4*4, *5	9.3*4, *5	SUS304TP*5
						補給水系 *1, *2 補給水系復水移送ポンプ出口分岐部 ~ 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部	1.70*3	85*3	267.4 /216.3	9.3 /8.2	STPT370
									216.3*4	8.2*4	STPT370
									216.3*4, *5	8.2*4, *5	STPT370*5
									216.3 / — /216.3	8.2 / — /8.2	STPT370
									216.3 /216.3 / —	8.2 /8.2 / —	STPT370
									216.3 /216.3 /165.2	8.2 /8.2 /7.1	STPT370
						補給水系 *1, *2 低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部 ~ 低圧代替注水系配管 (A) 分岐部	2.0*3	85*3	216.3*4, *5	8.2*4, *5	STPT370*5
									216.3*4	8.2*4	STPT370

変更前						変更後							
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
補給水系						補給水系	低压代替注水系配管(A)分岐部 ^{*1, *2} 2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	216.3 ^{*4} /216.3 /114.3	8.2 ^{*4} /8.2 /6.0	STPT370		
							低压代替注水系配管(A)分岐部 ^{*2} ~ 復水補給水系可搬式注水配管合流部		2.0 ^{*3}	114.3 ^{*1, *4}		6.0 ^{*1, *4}	STPT370 ^{*1}
							復水補給水系可搬式注水配管合流部 ^{*2}			114.3 ^{*4, *5}		6.0 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}
							復水補給水系可搬式注水配管合流部 ^{*2} ~ 復水補給水系可搬式注水配管合流部 ^{*1, *6} E11-F055A		2.0 ^{*3}	114.3 ^{*4} /114.3 /114.3		6.0 ^{*4} /6.0 /6.0	STPT370
復水補給水系可搬式注水配管合流部 ^{*1, *6} ~ E11-F055A	114.3 ^{*4}	6.0 ^{*4}	STPT370										
残留熱除去系	—					残留熱除去系	E11-F055A ^{*1, *6} ~ E11-F032A	2.0 ^{*3}	114.3 ^{*4}	6.0 ^{*4}	STPT370		
							E11-F032A ^{*1, *6} ~ 低压代替注水配管残留熱除去系(A)合流部		3.43 ^{*3}	114.3 ^{*4, *5}	6.0 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}	
補給水系						補給水系	復水補給水系可搬式接続口(東) ^{*7} ~ 復水補給水系可搬式接続口(屋内東)	2.0 ^{*3}		66 ^{*3}	114.3 ^{*4}	6.0 ^{*4}	STPT370
							復水補給水系可搬式接続口(屋内西) ^{*7} ~ 復水補給水系可搬式注水配管合流部		2.0 ^{*3}		66 ^{*3}	114.3 ^{*4, *5}	6.0 ^{*4, *5}
							復水補給水系可搬式接続口(屋内西) ^{*7} ~ 復水補給水系可搬式注水配管合流部	2.0 ^{*3}		66 ^{*3}		114.3 ^{*4}	6.0 ^{*4}
							復水補給水系可搬式注水配管合流部 ^{*7}		114.3 ^{*4, *5}		6.0 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}	

変更前						変更後					
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
補給水系	—					復水補給水系接続口 (東) ～ 復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部 ^{*7}	2.0 ^{*3}	66 ^{*3}	114.3 ^{*4}	6.0 ^{*4}	STPT370
									114.3 ^{*4, *5}	6.0 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}
									165.2 ^{*4} /114.3	7.1 ^{*4} /6.0	STPT370
									165.2 ^{*4} /165.2 /114.3	7.1 ^{*4} /7.1 /6.0	STPT370
									165.2 ^{*4, *5}	7.1 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}
									165.2 ^{*4}	7.1 ^{*4}	STPT370
						復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部 ^{*2}	2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	216.3 ^{*4} /216.3 /165.2	8.2 ^{*4} /8.2 /7.1	STPT370
						復水補給水系 (A) 外部注水配管合流部 ^{*1, *2} ～ 低圧代替注水系配管 (A) 分岐部	2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	216.3 ^{*4}	8.2 ^{*4}	STPT370
						低圧代替注水系 (A), (B) 分岐部 ^{*1, *2} ～ 復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部	2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	165.2 ^{*4}	7.1 ^{*4}	STPT370
						165.2 ^{*4, *5}			7.1 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}	
						165.2 ^{*4} /165.2 / —			7.1 ^{*4} /7.1 / —	STPT370	
						165.2 ^{*4} / — /165.2			7.1 ^{*4} / — /7.1	STPT370	
復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部 ^{*2}	2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	165.2 ^{*4} /165.2 /165.2	7.1 ^{*4} /7.1 /7.1	STPT370						

変更前						変更後																
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料											
補給水系						補給水系	*1, *8 復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部 ～ E11-F055B	2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	165.2 ^{*4}	7.1 ^{*4}	STPT370										
										165.2 ^{*4, *5}	7.1 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}										
										165.2 ^{*4} / — /165.2	7.1 ^{*4} / — /7.1	STPT370										
残留熱除去系											残留熱除去系	*1, *8 E11-F055B ～ E11-F032B	2.0 ^{*3}	85 ^{*3}	165.2 ^{*4}	7.1 ^{*4}	STPT370					
															165.2 ^{*4, *5}	7.1 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}					
											補給水系	*1, *8 E11-F032B ～ 低圧代替注水配管残留熱除去系 (B) 合流部	3.43 ^{*3}	182 ^{*3}	165.2 ^{*4}	7.1 ^{*4}	STS410					
															165.2 ^{*4, *5}	7.1 ^{*4, *5}	STS410 ^{*5}					
補給水系																補給水系	*7 復水補給水系接続口 (南) ～ 復水補給水系 (B) 外部注水配管合流部	2.0 ^{*3}	66 ^{*3}	114.3 ^{*4}	6.0 ^{*4}	STPT370
																				114.3 ^{*4, *5}	6.0 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}
	165.2 ^{*4} /114.3	7.1 ^{*4} /6.0	STPT370																			
	165.2 ^{*4} /165.2 /165.2	7.1 ^{*4} /7.1 /7.1	STPT370																			
	165.2 ^{*4}	7.1 ^{*4}	STPT370																			
	165.2 ^{*4, *5}	7.1 ^{*4, *5}	STPT370 ^{*5}																			

注記*1 : 本設備は既存の設備である。

*2 : 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, 代替格納容器スプレイ冷却系, 代替循環冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

*3 : 重大事故等時における使用時の値。

*4 : 公称値を示す。

*5 : エルボを示す。

*6 : 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, 低圧代替注水系) と兼用。

*7 : 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, 代替格納容器スプレイ冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

*8 : 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, 代替循環冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材の循環設備 (復水給水系) であり, 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) として本工事計画で兼用とする。

復水給水系 代替注水配管復水給水系 (A) 合流部～原子炉圧力容器

復水給水系 代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部～代替注水配管復水給水系 (A) 合流部

以下の設備は、既存の残留熱除去設備（残留熱除去系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(A)合流部～代替注水系配管 B21-F056A 出口合流部

残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部

残留熱除去系 低圧代替注水配管残留熱除去系(B)合流部～原子炉压力容器

以下の設備は、既存の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

高圧炉心注水系 E22-F021, F022, F023～高圧炉心注水系集合管

以下の設備は、既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

補給水系 復水貯蔵槽～E22-F021, F022, F023

補給水系 復水貯蔵槽～制御棒駆動系分岐部

補給水系 制御棒駆動系分岐部～低圧代替注水系合流部

補給水系 低圧代替注水系合流部～復水移送ポンプ

補給水系 復水移送ポンプ～補給水系復水移送ポンプ出口分岐部

・可搬型

以下の設備は、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（燃料プール代替注水系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋内用 20m ホース

代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用 20m ホース（7号機設備，6,7号機共用）

6.6 水の供給設備

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

- 可搬型

以下の設備は，7号機設備であり，6号機及び7号機共用（7号機で申請済）である。
大容量送水車（海水取水用）（7号機設備，6,7号機共用）

以下の設備は，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（燃料プール代替注水系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（7号機設備，6,7号機共用）

(2) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンク

(3) 貯蔵槽の名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所

以下の設備は, 既存の原子炉冷却材補給設備 (補給水系) であり, 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) として本工事計画で兼用とする。
復水貯蔵槽

(4) ろ過装置の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・可搬型

以下の設備は，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（燃料プール代替注水系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

可搬型 Y 型ストレーナ（7 号機設備，6, 7 号機共用）

(7) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変 更 前						変 更 後					
名 称	最 高 使 用 圧 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 圧 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
代 替 給 水 設 備	—	—	—	—	—	復水貯蔵槽大容量接続口 (東) 及び 復水貯蔵槽大容量接続口 (西) ~ 復水貯蔵槽	2.0*1	66*1	76.3*2	5.2*2	SUS304TP
									76.3*2, *3	5.2*2, *3	SUS304TP*3
									165.2*2 / 76.3	7.1*2 /5.2	SUS304TP
									165.2*2 /165.2 / 76.3	7.1*2 /7.1 /5.2	SUS304TP
									165.2*2	7.1*2	SUS304TP
									165.2*2, *3	7.1*2, *3	SUS304TP*3
						静水頭*1	66*1	165.2*2	7.1*2	SUS304TP	
								165.2*2, *3	7.1*2, *3	SUS304TP*3	
								165.2*2 /165.2 /165.2	7.1*2 /7.1 /7.1	SUS304TP	
								165.2*2 / — /165.2	7.1*2 / — /7.1	SUS304TP	

注記*1 : 重大事故等時における使用時の値。

*2 : 公称値を示す。

*3 : エルボを示す。

・可搬型

以下の設備は、7号機設備であり、6号機及び7号機共用（7号機で申請済）である。

大容量送水車（海水取水用）吸込20mホース（7号機設備、6,7号機共用）

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

以下の設備は、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（燃料プール代替注水系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

代替給水設備 可搬型代替注水ポンプ屋外用20mホース（7号機設備、6,7号機共用）

6.7 ほう酸水注入系

- (1) ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所並びに原動機の種類，出力，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

- ・常設

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

ほう酸水注入系ポンプ

(2) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンク

(5) 安全弁及び逃がし弁の名称，種類，吹出圧力，吹出量，主要寸法，材料，駆動方法，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

C41-F014

C41-F003A, B

(7) 主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し，可搬型の場合は，個数及び取付箇所を付記すること。）

・常設

以下の設備は，既存の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

高圧炉心注水系 ほう酸水注入系合流部～原子炉圧力容器

以下の設備は，既存の計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）であり，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として本工事計画で兼用とする。

ほう酸水注入系 ほう酸水注入系貯蔵タンク～ほう酸水注入系ポンプ

ほう酸水注入系 ほう酸水注入系ポンプ～ほう酸水注入系合流部

7 原子炉冷却材補給設備に係る次の事項

7.1 補給水系

(1) ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所

a. 復水移送ポンプ

			変更前	変更後	
ポンプ	名称		復水移送ポンプ*1	復水移送ポンプ*2	
	種類	—	うず巻形	変更なし	
	容量*3	m ³ /h/個	□以上*4(125*5)	変更なし □以上*6,*7,*8 □以上*6,*9 □以上*6,*10,*11 □以上*6,*12,*13	
	揚程*14	m	□以上*4(85*5)	変更なし □以上*6,*7 □以上*6,*9 □以上*6,*10 □以上*6,*12	
	最高使用圧力	MPa	1.37*4	変更なし 1.70*6	
	最高使用温度	℃	66*4	変更なし 85*6	
	主要寸法	吸込内径	mm	150*4,*5	変更なし
		吐出内径	mm	100*4,*5	
		ケーシング厚さ	mm	□(14.0*5)*4	
		たて	mm	620*4,*5	
		横	mm	770*4,*5	
		高さ	mm	725*5,*15	
	材料	ケーシング	—	□*16	
		ケーシングカバー	—	□*4	
	個数	—	3		
	取付箇所	系統名	—	補給水系*4	
		設置床	—	廃棄物処理建屋 T.M.S.L. -6100mm	
溢水防護上の区画番号		—	—	W-B3-1	
溢水防護上の配慮が必要な高さ		—	—	EL0.07m以上	
原動機	種類	—	誘導電動機	変更なし	
	出力	kW/個	55		
	個数	—	3		
	取付箇所	—	ポンプと同じ*4		

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(1)復水移送ポンプ」と記載。

*2：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）及び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、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

- *5 : 公称値を示す。
- *6 : 重大事故等時における使用時の値。
- *7 : 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）及び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）で使用する場合はの値。
- *8 : 原子炉圧力容器への注水流量を示す。
- *9 : 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）で使用する場合はの値。
- *10 : 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ー冷却系）で使用する場合はの値。
- *11 : 原子炉格納容器へのスプレー流量を示す。
- *12 : 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）で使用する場合はの値。
- *13 : 原子炉格納容器下部への注水流量を示す。
- *14 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格揚程」と記載。
- *15 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年10月13日付け4資庁第8732号にて認可された工事計画の第5-3-4図「復水移送ポンプ構造図」による。
- *16 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「」と記載。記載内容は、設計図書による。

(3) 貯蔵槽の名称, 種類, 容量, 主要寸法, 材料及び個数

a. 復水貯蔵槽

			変更前	変更後		
名称			復水貯蔵槽*1	復水貯蔵槽*2		
種	類	—	ライニング槽	変更なし		
容	量	m ³ *3	□以上*4(2100*5)			
最高使用圧力*6		MPa	—	静水頭*7		
最高使用温度*6		℃	—	66*7		
主要寸法	た	て	mm*8	11492*5, *9, *10	変更なし	
	横		mm*8	11842*5, *9, *11		
	深		さ	mm*8		16393*5, *9, *12
	ライニング材厚さ*13		mm	□*14(4.0*4, *5)		
	平板厚さ		mm	□*4(3*5)		
	厚さ	東	壁	mm		996, 1296, 1446
						996, 1296, 1446
		西	壁	mm		996, 1296, 1446
						1792*4, *5, *15
	北	壁	mm	996, 1296, 1446		
1596*4, *5, *15						
床		mm	1596*4, *5, *15			
*16材	ライニング材		—	SUS304		
料	壁・床		—	鉄筋コンクリート*4		
個		数	—	1		
*17取付箇所	系 統 名		—	補給水系*4		
	設 置 床		—	廃棄物処理建屋 T. M. S. L. -1100mm		
	溢水防護上の 区 画 番 号		—	—		
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ		—	—		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(2)復水貯蔵槽」と記載。

*2 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(高圧炉心注水系, 原子炉隔離時冷却系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系, 水の供給設備)及び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, 代替格納容器スプレイ冷却系, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系)と兼用。

- *3 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「 m^3 /個」と記載。
- *4 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *5 : 公称値を示す。
- *6 : 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で使用する場合の記載事項。
- *7 : 重大事故等時における使用時の値。
- *8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「m」と記載。
- *9 : 復水貯蔵槽外のりを示す。
- *10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「11.5」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *11 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「11.8」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *12 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「16.4」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *13 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「ライニング板厚」と記載。
- *14 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「 (最小)」と記載。
- *15 : ライニング材を含まない厚さを示す。
- *16 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「材料 (ライニング材)」と記載。
- *17 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備で使用する場合の記載事項。

(5) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料

変更前							変更後													
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料									
補給水系	復水貯蔵槽入口配管 第5号機補給水系 ～ 復水貯蔵槽	1.37*1	66	165.2*2	7.1*2	SUS304TP	—*3													
				216.3*2	8.2*2	SUS304TP														
				89.1*2	5.5*2	SUS304TP														
		静水頭	66	89.1*2	5.5*2	SUS304TP														
				165.2*2	7.1*2	SUS304TP														
	復水貯蔵槽入口配管 ～ 第7号機補給水系 (復水貯蔵槽)	1.37*1	66	114.3*2	6.0*2	SUS304TP														
	復水貯蔵槽 ～ E22-F021, F022, F023	*4	静水頭	66	318.5*2	10.3*2						SUS304TP	補給水系	復水貯蔵槽 ～ E22-F021, F022, F023	*5	変更なし				
	復水貯蔵槽 ～ 制御棒駆動系分岐部	*6	—									補給水系	復水貯蔵槽 ～ 制御棒駆動系分岐部	*7	静水頭*8	66*8	*2, *9, *10 267.4	*2, *9, *10 9.3	*9, *10 SUS304TP	
			静水頭	66	267.4*2	9.3*2									SUS304TP	変更なし				
			1.37*1	66	267.4*2	9.3*2									SUS304TP	1.37*8	66*8	*2, *9, *10 267.4	*2, *9, *10 9.3	*9, *10 SUS304TP
—					*2, *9 267.4 /267.4 /—	*2, *9 9.3 /9.3 /—	SUS304TP*9													
制御棒駆動系分岐部 ～ 低圧代替注水系合流部	*6	1.37*1	66	267.4*2	9.3*2	SUS304TP	補給水系	制御棒駆動系分岐部 ～ 低圧代替注水系合流部	*7	変更なし										

変 更 前						変 更 後						
名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 温 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
補給水系	*6 低圧代替注水系合流部 ～ 復水移送ポンプ	—					*11 低圧代替注水系合流部 ～ 復水移送ポンプ	1.37*8	85*8	*2, *9 267.4 /267.4 /267.4	*2, *9 9.3 /9.3 /9.3	SUS304TP*9
		1.37*1	66	267.4*2	9.3*2	SUS304TP		変更なし	変更なし 85*8	変更なし		
		—						1.37*8	85*8	*2, *9, *10 267.4	*2, *9, *10 9.3	*9, *10 SUS304TP
		1.37*1	66	267.4*2	9.3*2	STPT370*12				*2, *9 267.4 /267.4 /—	*2, *9 9.3 /9.3 /—	SUS304TP*9
		—						変更なし	変更なし 85*8	変更なし		
		—						1.37*8	85*8	*2, *9 267.4 /267.4 /216.3	*2, *9 9.3 /9.3 /8.2	STPT370*9
		1.37*1	66	216.3*2	8.2*2	STPT370*12				*2, *9 267.4 /267.4 /—	*2, *9 9.3 /9.3 /—	STPT370*9
		—								*2, *9 267.4 /216.3	*2, *9 9.3 /8.2	STPT370*9
		—						変更なし	変更なし 85*8	変更なし		
		—						1.37*8	85*8	*2, *9, *10 216.3	*2, *9, *10 8.2	*9, *10 STPT370
1.37*1	66	165.2*2	7.1*2	STPT370*12	*2, *9 216.3 /165.2	*2, *9 8.2 /7.1	STPT370*9					
—					*2, *9, *10 165.2	*2, *9, *10 7.1	*9, *10 STPT370					
—					変更なし	変更なし 85*8	変更なし					
*13 制御棒駆動系分岐部 ～ P13-F010	1.37*1	66	165.2*2	7.1*2	SUS304TP	変更なし						

変 更 前						変 更 後					
名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
補給水系 復水移送ポンプ ～ 補給水系復水移送ポンプ 出口分岐部	1.37 ^{*1}	66	114.3 ^{*2}	6.0 ^{*2}	STPT370 ^{*12}	補給水系 復水移送ポンプ ～ 補給水系復水移送ポンプ 出口分岐部	変更なし 1.70 ^{*8}	変更なし 85 ^{*8}	変更なし		
	—						1.70 ^{*8}	85 ^{*8}	^{*2, *9} 165.2 /114.3	^{*2, *9} 7.1 /6.0	STPT370 ^{*9}
	1.37 ^{*1}	66	165.2 ^{*2}	7.1 ^{*2}	STPT370 ^{*12}		変更なし 1.70 ^{*8}	変更なし 85 ^{*8}	変更なし		
	—						1.70 ^{*8}	85 ^{*8}	^{*2, *9, *10} 165.2	^{*2, *9, *10} 7.1	^{*9, *10} STPT370
	—								^{*2, *9} 267.4 /165.2	^{*2, *9} 9.3 /7.1	STPT370 ^{*9}
	—								^{*2, *9} 267.4 /267.4 /165.2	^{*2, *9} 9.3 /9.3 /7.1	STPT370 ^{*9}
	1.37 ^{*1}	66	267.4 ^{*2}	9.3 ^{*2}	STPT370 ^{*12}		変更なし 1.70 ^{*8}	変更なし 85 ^{*8}	変更なし		
	—						1.70 ^{*8}	85 ^{*8}	^{*2, *9, *10} 267.4	^{*2, *9, *10} 9.3	^{*9, *10} STPT370
	—								^{*2, *9} 267.4 / — /267.4	^{*2, *9} 9.3 / — /9.3	STPT370 ^{*9}
	1.37 ^{*1}	66	267.4 ^{*2}	9.3 ^{*2}	STPT38		変更なし 1.70 ^{*8}	変更なし 85 ^{*8}	変更なし		
—					1.70 ^{*8}	85 ^{*8}	^{*2, *9} 267.4 /267.4	^{*2, *9} 9.3 /9.3	STPT370 ^{*9}		
—							^{*2, *9, *10} 267.4	^{*2, *9, *10} 9.3	^{*9, *10} STPT38		
補給水系復水移送ポンプ 出口分岐部 ～ N21-F029	1.37 ^{*1}	66	267.4 ^{*2}	9.3 ^{*2}	STPT370 ^{*12}	変更なし					
			267.4 ^{*2}	9.3 ^{*2}	STPG370 ^{*15}						
			165.2 ^{*2}	7.1 ^{*2}	STPG370 ^{*15}						
			114.3 ^{*2}	6.0 ^{*2}	STPG370 ^{*15}						

変 更 前						変 更 後					
名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 力 (MPa)	最 高 使 用 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
補給水系	P13-F029 ～ 復水貯蔵槽 ^{*16}	静水頭	66	114.3 ^{*2}	6.0 ^{*2}	SUS304TP	補給水系	変更なし			
				165.2 ^{*2}	7.1 ^{*2}	SUS304TP					

注記*1 : SI 単位に換算したものである。

*2 : 公称値を示す。

*3 : 当該ラインについては、主配管に該当しないため記載の適正化を行う。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水貯蔵槽から高圧炉心注水系へ」と記載。

*5 : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系）及び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、代替格納容器スプレイ冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系）と兼用。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水貯蔵槽から復水移送ポンプまで」と記載。

*7 : 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）及び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、代替格納容器スプレイ冷却系、低圧代替注水系）と兼用。

*8 : 重大事故等時における使用時の値。

*9 : 本設備は既存の設備である。

*10 : エルボを示す。

*11 : 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）及び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、代替格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系、低圧代替注水系）と兼用。

*12 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT38」と記載。記載内容は、設計図書による。

*13 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水移送ポンプ入口配管から制御棒駆動系へ」と記載。

*14 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「復水移送ポンプから復水器(C)へ」と記載。

*15 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPG38」と記載。記載内容は、設計図書による。

*16 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「低電導度廃液系より復水貯蔵槽まで」と記載。

8 原子炉補機冷却設備に係る次の事項

8.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系

(2) 熱交換器の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力 (管側及び胴側の別に記載すること。), 最高使用温度 (管側及び胴側の別に記載すること。), 伝熱面積, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 原子炉補機冷却水系熱交換器

			変更前		変更後	
名称			原子炉補機冷却水系熱交換器*1			
			(A), (B), (D), (E)		(C), (F)	
種類	—	横置直管式			変更なし	
容量 (設計熱交換量)	MW/個	□以上*2 (17.4*3,*4)		□以上*2 (16.3*3,*4)		
管側	最高使用圧力	MPa	0.78*3			
	最高使用温度	℃	50			
胴側	最高使用圧力	MPa	1.37*3			
	最高使用温度	℃	70			
伝熱面積	m ² /個	□以上*2 (□*4)		□以上*2 (□*4)		
主要寸法	管	胴内径*5	mm			2200*4
		胴板厚さ*6	mm			□*7(20.0*4)
		鏡板厚さ*8	mm			□*7(20.0*4)
		平板厚さ*9	mm			□*7(177.0*4)
		鏡板の形状に係る寸法	mm			2200*4,*7(鏡板の内面における長径) 550*4,*7(鏡板の内面における短径の2分の1)
	側	管台外径 (管側入口)	mm			508.0*4,*7
		管台厚さ (管側入口)	mm			□(9.5*4)*7
		管台外径 (管側出口)	mm			508.0*4,*7
		管台厚さ (管側出口)	mm			□(9.5*4)*7
		フランジ厚さ	mm			125.0(125.0*4)*7
法	側	胴内径*10	mm			2200*4
		胴板厚さ*11	mm			□*7(20.0*4)
		管台外径 (胴側入口)	mm			457.2*4,*7
		管台厚さ (胴側入口)	mm		□(9.5*4)*7	
		管台外径 (胴側出口)	mm		457.2*4,*7	406.4*4,*7

			変更前		変更後
主要寸法	胴側	管台厚さ(胴側出口)	mm	□ (9.5 ^{*4}) ^{*7}	
	管	板厚さ	mm	□ ^{*7} (125.0 ^{*4} , ^{*12})	
	伝熱管	外径	mm	□ ^{*4}	
	伝熱管	厚さ	mm	□ ^{*7} (□ ^{*4})	
	マンホール	外径	mm	216.3 ^{*4} , ^{*7}	
	マンホール	厚さ	mm	□ (8.2 ^{*4}) ^{*7}	
	マンホール	カバー厚さ	mm	□ (20.0 ^{*4}) ^{*7}	
	全	長	mm	9049 ^{*4}	7929 ^{*4}
材料	管側	胴板	—	SM50B	
		鏡板	—	SM50B	
		平板	—	SGV49	
		フランジ	—	SGV49 ^{*7}	
	胴側	胴板	—	SM50B	
	管	板	—	SGV49	
	伝熱管	—	C6871TS		
	マンホール	カバー	—	SM50B ^{*7}	
個	数	—	4	2	
取付箇所	系統名	—	原子炉補機冷却水系熱交換器 A, D ^{*2} 原子炉補機冷却水系 A 系	原子炉補機冷却水系熱交換器 B, E ^{*2} 原子炉補機冷却水系 B 系	原子炉補機冷却水系熱交換器 C, F ^{*2} 原子炉補機冷却水系 C 系
	設置床	—	タービン建屋 ^{*2} T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 ^{*2} T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 ^{*2} T. M. S. L. -5100mm
所	溢水防護上の区画番号	—			
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—		

変更なし

注記*1 :記載の適正化を行う。既工事計画書には「(1) 原子炉補機冷却水系熱交換器」と記載。

*2 :既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*3 :SI 単位に換算したものである。

*4 :公称値を示す。

*5 :記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室内径」と記載。

- *6 :記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴部厚さ」と記載。
- *7 :既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年10月13日付け4資庁第8732号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-1「原子炉補機冷却水系熱交換器の強度計算書」による。
- *8 :記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室鏡板厚さ」と記載。
- *9 :記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室平板厚さ」と記載。
- *10:記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体内径」と記載。
- *11:記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体厚さ」と記載。
- *12:銅合金クラッドは含まない厚さである。

(3) ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 原子炉補機冷却水ポンプ

			変更前			変更後			
名称			原子炉補機冷却水ポンプ*1						
			(A), (B), (D), (E)		(C), (F)				
ポンプ	種類	—	うず巻形			変更なし			
	容量*2	m ³ /h/個	□以上*3 (1300*4)		□以上*3 (1100*4)				
	揚程*5	m	□以上*3 (58*4)		□以上*3 (53*4)				
	最高使用圧力	MPa	1.37*3						
	最高使用温度	℃	70*3						
	主要寸法	吸込内径	mm	438*3, *4					
		吐出内径	mm	387*3, *4					
		ケーシング厚さ	mm	□(16*4) *3					
		たて	mm	1500*3, *4					
		横	mm	1650*3, *4					
		高さ	mm	1510*3, *4					
	材料	ケーシング	—	□*6					
		個数	—	4					2
	取付箇所	系統名	—	原子炉補機冷却水ポンプ A, D *3 原子炉補機冷却水系 A 系	原子炉補機冷却水ポンプ B, E *3 原子炉補機冷却水系 B 系				原子炉補機冷却水ポンプ C, F *3 原子炉補機冷却水系 C 系
設置床			—	タービン建屋 *3 T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 *3 T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 *3 T. M. S. L. -5100mm			
溢水防護上の区画番号		—	—			T-B1-2A	T-B1-4b1	T-B2-2	
溢水防護上の配慮が必要な高さ		—	—			EL □m 以上	EL □m 以上	EL 0.34 m 以上	
原動機	種類	—	誘導電動機			変更なし			
	出力	kW/個	320		260				
	個数	—	4		2				
	取付箇所	—	ポンプと同じ*3						

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(2) 原子炉補機冷却水ポンプ」と記載。

- *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載。
- *3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *4 : 公称値を示す。
- *5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格揚程」と記載。
- *6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「」と記載。記載内容は、設計図書による。

b. 原子炉補機冷却海水ポンプ

		変更前			変更後				
名称		原子炉補機冷却海水ポンプ*1							
ポンプ	種類	—	ターボ形			変更なし			
	容量*2	m ³ /h/個	□以上*3(1800*4)						
	揚程*5	m	□以上*3(35*4)						
	最高使用圧力	MPa	0.78*3						
	最高使用温度	℃	50*3						
	主要寸法	吸込内径	mm	480*3, *4					
		吐出内径	mm	486*3, *4					
		コラム外径	mm	604*3, *4					
		コラム厚さ	mm	□(12.0*4) *3					
		高さ	mm	12080*4, *6					
材料	ケーシング	—	□						
	個数	—	6						
取付箇所	系統名	—	原子炉補機冷却海水ポンプ A, D 原子炉補機冷却海水系 A 系	原子炉補機冷却海水ポンプ B, E 原子炉補機冷却海水系 B 系	原子炉補機冷却海水ポンプ C, F 原子炉補機冷却海水系 C 系				
	設置床	—	タービン建屋 T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 T. M. S. L. 4900mm				
筒所	溢水防護上の区画番号	—	—			T-B1-2A	T-B1-4b1	T-B1-2C	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—			EL □m 以上	EL □m 以上	EL □m 以上	
原動機	種類	—	誘導電動機			変更なし			
	出力	kW/個	270						
	個数	—	6						
	取付箇所	—	ポンプと同じ*3						

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(3) 原子炉補機冷却海水ポンプ」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 公称値を示す。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格揚程」と記載。

*6 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年10月13日付け4資庁第8732号にて認可された工事計画の第5-2-12図「原子炉補機冷却海水ポンプ構造図」による。

(5) 容器の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 原子炉補機冷却水系サージタンク

			変更前*1			変更後									
名称			原子炉補機冷却水系サージタンク			原子炉補機冷却水系サージタンク*2									
種	類	—	たて置円筒形			変更なし									
容	量	m ³ /個	□ (16.0*3)												
最	高	使	用	圧	力				静水頭						
最	高	使	用	温	度				70						
主	胴	内	径	mm	2500*3										
	胴	板	厚	さ	mm				□ (9.0*3)						
	平	板	厚	さ	mm				□ (9*3)						
	底	板	厚	さ	mm				□ (15.0*3)						
寸	管	台	外	径	(流				体	出	口)	mm	355.6*3		
	管	台	厚	さ	(流				体	出	口)	mm	□ (11.1*3)		
	高	さ	mm	3547*3											
材	胴	板	—	SM400B											
	底	板	—	SM400B											
個	数	—	3												
取	系	統	名	—	原子炉補機冷却水系サージタンク A				原子炉補機冷却水系サージタンク B	原子炉補機冷却水系サージタンク C					
				原子炉補機冷却水系 A 系	原子炉補機冷却水系 B 系	原子炉補機冷却水系 C 系									
	設	置	床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. 31700mm	原子炉建屋 T. M. S. L. 31700mm	原子炉建屋 T. M. S. L. 31700mm								
	溢	水	防	護	上	の	区	画	番	号	—				
溢	水	防	護	上	の	配	慮	が	必	要	な	高	さ	—	

注記*1 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*2 : 原子炉補機冷却水系サージタンク (A), (B) については, 原子炉補機冷却設備のうち代替原子炉補機冷却系と兼用。

*3 : 公称値を示す。

(6) ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

a. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ

		変更前		変更後	
名称		原子炉補機冷却海水系ストレーナ*1			
種類	—	横置円筒形			
容量	m ³ /h/個	□以上*2 (1800*3)			
最高使用圧力	MPa	0.78*4			
最高使用温度	℃	50			
主要寸法	胴内径	mm	872*3		
	胴板厚さ	mm	□*5 (19.0*3)		
	平板厚さ	mm	□*5 (85.0*3)		
	ふた板厚さ	mm	□*5 (12.0*3)		
	管台外径 (海水入口)	mm	675.0*3, *5		
	管台厚さ (海水入口)	mm	□ (95.5*3) *5		
	管台外径 (海水出口)	mm	508.0*3, *5		
	管台厚さ (海水出口)	mm	□ (16.0*3) *5		
	全長	mm	1330*3		
材料	胴板	—	SM400C*6		
	平板	—	SFVC2B		
	ふた板	—	SM400C*6		
個数	—	6			
取付箇所	系統名	—	原子炉補機冷却海水系ストレーナ A, D *2 原子炉補機冷却海水系 A 系	原子炉補機冷却海水系ストレーナ B, E *2 原子炉補機冷却海水系 B 系	原子炉補機冷却海水系ストレーナ C, F *2 原子炉補機冷却海水系 C 系
	設置床	—	タービン建屋 *2 T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 *2 T. M. S. L. 4900mm	タービン建屋 *2 T. M. S. L. -5100mm
	溢水防護上の 区画番号	—	—		
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—		

変更なし

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(4) 原子炉補機冷却海水系ストレーナ」と記載。

*2 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*3 : 公称値を示す。

*4 : SI 単位に換算したものである。

*5 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 平成4年10月13日付け4資庁第8732号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-2「原子炉補機冷却海水系ストレーナの強度計算書」による。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「SM41C」と記載。記載内容は, 設計図書による。

(8) 主要弁の名称, 種類, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 駆動方法, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・常設

			変更前*		変更後			
名称			P21-F004A, B, D, E		変更なし			
種類	—	止め弁						
最高使用圧力	MPa	1.37						
最高使用温度	℃	70						
主要寸法	呼び径	—	450A					
	弁箱厚さ	mm	□以上					
	弁ふた厚さ	mm	□以上					
材料	弁箱	—	SCPH2					
	弁ふた	—	SCPH2					
駆動方法			—				電気作動	
個数			—		4			
取付箇所	系統名	—	P21-F004A, D 原子炉補機冷却水系 A 系	P21-F004B, E 原子炉補機冷却水系 B 系				
	設置床	—	タービン建屋 T. M. S. L. - 1100mm	タービン建屋 T. M. S. L. - 1100mm				
筒所	溢水防護上の区画番号	—			T-B1-2A	T-B1-4b1		
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—		EL □m 以上	EL □m 以上		

注記*: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

			変更前*	変更後
名称			P21-F004C, F	変更なし
種類	—	止め弁		
最高使用圧力	MPa	1.37		
最高使用温度	℃	70		
主要寸法	呼び径	—	400A	
	弁箱厚さ	mm	□ 以上	
	弁ふた厚さ	mm	□ 以上	
材料	弁箱	—	SCPH2	
	弁ふた	—	SCPH2	
駆動方法	—	電気作動		
個数	—	2		
取付箇所	系統名	—	原子炉補機冷却水系 C 系	
	設置床	—	タービン建屋 T. M. S. L. -5100mm	
箇所	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—	EL0.34m 以上

注記*:既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

			変更前*		変更後
名称			P21-F006A, B		変更なし
種類	—	制御弁			
最高使用圧力	MPa	1.37			
最高使用温度	℃	70			
主要寸法	呼び径	—	600A		
	弁箱厚さ	mm	<input type="text"/>	以上	
	弁ふた厚さ	mm	<input type="text"/>	以上	
材料	弁箱	—	SCPH2		
	弁ふた	—	S25C		
駆動方法	—	空気作動			
個数	—	2			
取付箇所	系統名	—	P21-F006A 原子炉補機冷却水系 A 系	P21-F006B 原子炉補機冷却水系 B 系	
	設置床	—	タービン建屋 T. M. S. L. -1100mm	タービン建屋 T. M. S. L. -1100mm	
	溢水防護上の区画番号	—	—		
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—			

注記*:既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

			変更前*	変更後
名称			P21-F006C	変更なし
種類	—		制御弁	
最高使用圧力	MPa		1.37	
最高使用温度	℃		70	
主要寸法	呼び径	—	550A	
	弁箱厚さ	mm	<input type="text"/> 以上	
	弁ふた厚さ	mm	<input type="text"/> 以上	
材料	弁箱	—	SCPH2	
	弁ふた	—	S25C	
駆動方法	—		空気作動	
個数	—		1	
取付箇所	系統名	—	原子炉補機冷却水系 C 系	
	設置床	—	タービン建屋 T. M. S. L. -5100mm	
	溢水防護上の区画番号	—	—	
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		

注記*: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

		変更前*			変更後	
名称		P21-F013A, B, C			変更なし	
種類	—	止め弁				
最高使用圧力	MPa	1.37				
最高使用温度	℃	70				
主要寸法	呼び径	—	400A			
	弁箱厚さ	mm	<input type="text"/>	以上		
	弁ふた厚さ	mm	<input type="text"/>	以上		
材料	弁箱	—	SCPH2			
	弁ふた	—	SCPH2			
駆動方法	—	電気作動				
個数	—	3				
取付箇所	系統名	—	P21-F013A 原子炉補機冷却水系 A系	P21-F013B 原子炉補機冷却水系 B系		P21-F013C 原子炉補機冷却水系 C系
	設置床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm	原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm		原子炉建屋 T. M. S. L. -1700mm
	溢水防護上の区画番号	—	—			
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—				
					R-B2-2	
					ELO. 52m 以上	

注記*：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

		変更前*			変更後								
名称		P21-F055A, B, C, D, E, F			変更なし								
種類	—	止め弁											
最高使用圧力	MPa	1.37											
最高使用温度	℃	70											
主要寸法	呼び径	200A											
	弁箱厚さ	mm	□	以上									
	弁ふた厚さ	mm	□	以上									
材料	弁箱	—						変更なし					
	弁ふた	—											
駆動方法	—	電気作動											
個数	—	6											
取付箇所	系統名	—	P21-F055A, D 原子炉補機冷却水系 A系	P21-F055B, E 原子炉補機冷却水系 B系							P21-F055C, F 原子炉補機冷却水系 C系	R-1F-2 共 ELO. 85m 以上	
	設置床	—	原子炉建屋 T. M. S. L. 12300mm	原子炉建屋 T. M. S. L. 4800mm							原子炉建屋 T. M. S. L. 4800mm		
	溢水防護上の区画番号	—	—			R-B1-2 ELO. 32m 以上							
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—	—			R-B1-2 ELO. 32m 以上							

注記*: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

名 称		変 更 前*			変 更 後			
種 類		P41-F002A, B, C, D, E, F			変更なし			
最 高 使 用 圧 力	MPa	止め弁						
最 高 使 用 温 度	℃	0.78						
呼 び 径	—	50						
主 要 寸 法	弁 箱 厚 さ	mm	500A					
	弁 箱 厚 さ	mm	□ 以上					
材 料	弁 箱	—	□ 以上					
	弁 箱	—	SCPH2					
駆 動 方 法	—	SM400A						
個 数	—	電気作動						
取 付 箇 所	系 統 名	—	P41-F002A, D 原子炉補機冷却海水系 A系	P41-F002B, E 原子炉補機冷却海水系 B系				P41-F002C, F 原子炉補機冷却海水系 C系
	設 置 床	—	タービン建屋 T. M. S. L. -1100mm	タービン建屋 T. M. S. L. -1100mm				タービン建屋 T. M. S. L. -1100mm
	溢水防護上の区画番号	—	—					
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—					
			T-B1-2A	T-B1-4b1	T-B1-2C			
			EL □ m	EL □ m	EL □ m			
			以上	以上	以上			

注記*:既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

(9) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変更前						変更後								
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料			
原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D)	1.37*1	70	406.4*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし	1.37*5	70*5	変更なし					
	—								406.4*2, *6, *7	□ *6, *7(9.5*2)	SM400C*6, *7			
	—								457.2*2, *7 / 406.4	□ *2, *7(9.5*2)	STS410*7			
	1.37*1	70	457.2*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4				変更なし					
	—								457.2*2, *6, *7	□ *6, *7(9.5*2)	SM400C*6, *7			
	—								609.6*2, *7 / 457.2	□ *7(9.5*2)	SM400C*7			
原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D)	1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし	1.37*5	70*5	変更なし					
	—								609.6*2, *7 / 609.6	□ *7(9.5*2)	SM400C*7			
	—								609.6*2, *7 / 609.6	□ *7(9.5*2)	SM400C*7			
	—								変更なし					
	—								609.6*2, *7 / — / 609.6	□ *7(9.5*2)	SM400C*7			
	—								609.6*2, *6, *7	□ *6, *7(9.5*2)	SM400C*6, *7			
*8 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A), (D) ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (A) 合流部 (次頁へ続く)	1.37*1	70	457.2*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし (次頁へ続く)	1.37*5	70*5	変更なし					
	—								457.2*2, *6, *7	□ *6, *7(9.5*2)	SM400C*6, *7			
	—								609.6*2, *7 / 457.2	□ *7(9.5*2)	SM400C*7			

変 更 前						変 更 後							
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
原子炉補機冷却水系	(前頁からの続き)					原子炉補機冷却水系	(前頁からの続き)						
		1.37 ^{*1}	70	609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})		SM400C ^{*4}		1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7} /609.6 /457.2	□ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}
	変更なし									609.6 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*6, *7}	
								1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7} /609.6 / —	□ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2}) / —	SM400C ^{*7}	
										609.6 ^{*2, *7} / — /609.6	□ ^{*7} (9.5 ^{*2}) / — □ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}	
	代替原子炉補機冷却系配管(A) 合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部						SM400C ^{*4}	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	318.5 ^{*2}	□(10.3 ^{*2})	SM400C	
										609.6 ^{*2}	□(17.5 ^{*2})	SM400C	
	変更なし									609.6 ^{*2, *6}	□ ^{*6} (17.5 ^{*2})	SM400C ^{*6}	
								1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7} /609.6 /457.2	□ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}	
	残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)						SM400C ^{*4}	変更なし					
1.37 ^{*5}						70 ^{*5}		609.6 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*6, *7}			
(次頁へ続く)					SM400C ^{*4}	変更なし							
						1.37 ^{*1}	70	609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}			
								609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (17.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}			
	1.37 ^{*1}	70	406.4 ^{*2}	□ ^{*3} (12.7 ^{*2})	SM400C ^{*4}	変更なし							
			406.4 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}	変更なし							

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
(前頁からの続き)	—					(前頁からの続き)	1.37*5	70*5	406.4*2, *6, *7	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*6, *7}	SM400C*6, *7
*10 残留熱除去系熱交換器(A)	—					*9 残留熱除去系熱交換器(A)	1.37*5	90*5	406.4*2, *6, *7	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*6, *7}	SM400C*6, *7
残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部	1.37*1	70	406.4*2	<input type="checkbox"/> *3(9.5*2)	SM400C*4	残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部	変更なし 90*5	変更なし			
*10 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部	1.37*1	70	406.4*2	<input type="checkbox"/> *3(12.7*2)	SM400C*4	*9 残留熱除去系熱交換器(A) 出口配管合流部					
原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)出口配管合流部			609.6*2	<input type="checkbox"/> *3(17.5*2)	SM400C*4	原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)出口配管合流部					
			609.6*2	<input type="checkbox"/> *3(9.5*2)	SM400C*4						
*10 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)出口配管合流部	1.37*1	70	609.6*2	<input type="checkbox"/> *3(17.5*2)	SM400C*4	*9 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)出口配管合流部	変更なし 90*5	変更なし			
代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部			609.6*2	<input type="checkbox"/> *3(9.5*2)	SM400C*4	代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部					
代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	—					代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	1.37*5	90*5	609.6*2, *6, *7	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*6, *7}	SM400C*6, *7
代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	—					代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部			609.6*2, *6	<input type="checkbox"/> (17.5*2) ^{*6}	SM400C*6
代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	—					代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部			318.5*2	<input type="checkbox"/> (10.3*2)	SM400C
*10 代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部	1.37*1	70	609.6*2	<input type="checkbox"/> *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし					
原子炉補機冷却水ポンプ (A), (D)	—					変更なし	1.37*5	70*5	609.6*2, *6, *7	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*6, *7}	SM400C*6, *7
	—								609.6 /609.6 /457.2	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*7} <input type="checkbox"/> (9.5*2) <input type="checkbox"/> (9.5*2)	SM400C*7
	—								609.6 /457.2	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*7} <input type="checkbox"/> (9.5*2)	SM400C*7
	1.37*1	70	457.2*2	<input type="checkbox"/> *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし					
	—					1.37*5	70*5	457.2*2, *6, *7	<input type="checkbox"/> (9.5*2) ^{*6, *7}	SM400C*6, *7	

変更前						変更後						
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
原子炉補機冷却水系	*11 残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)入口配管分岐部	1.37*1	70	457.2*2	□*3(9.5*2)	SM400C*4	*9 残留熱除去系熱交換器(A) 入口配管分岐部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)入口配管分岐部	変更なし				
		—						1.37*5	70*5	457.2 /457.2	□(9.5*2) □(9.5*2)	SM400C*7
	*11 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ P21-F074A	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STS410*12	変更なし					
				318.5*2	10.3*2	STS410*12						
	*11, *13 P21-F074A ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STPT38						
				355.6*2	11.1*2	STPT370*14						
				216.3*2	8.2*2	STPT370*14						
	*13, *15 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A) ～ P21-F082A	1.37*1	85	216.3*2	8.2*2	STPT370*14						
				355.6*2	11.1*2	STPT370*14						
				355.6*2	11.1*2	STPT38						
*15 P21-F082A ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)出口配管合流部	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STS410*12							
			355.6*2	□*3(11.1*2)	SM400C*4							
*16 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系 熱交換器(A)入口配管分岐部	—					*9 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系 熱交換器(A)入口配管分岐部	1.37*5	70*5	457.2 /355.6	9.5 /11.1	STS410*7	
	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STS410*12		変更なし					
	—						1.37*5	70*5	355.6*2, *6, *7 /355.6	11.1*2, *6, *7 /11.1	STS410*6, *7	
								355.6 /355.6 /216.3	11.1 /11.1 /8.2	STS410*7		

変更前						変更後						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉補機冷却水系	*16 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)					原子炉補機冷却水系	*9 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)					
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12		1.37*5	70*5	355.6 /216.3	11.1 / 8.2	STS410*7	
	—						変更なし					
	*17 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部						*9 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) ～ 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部					
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12		1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
	—						変更なし					
	*17 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部						*9 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部					
	1.37*1	70	406.4*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4		1.37*5	70*5	406.4 /216.3	9.5 /8.2	STS410*7	
	—						変更なし					
	*17 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部						*9 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部					
	1.37*1	70	406.4*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4		1.37*5	70*5	406.4 /406.4 /216.3	□ (9.5*2) □ (9.5*2) □ (8.2*2)	SM400C*7	
	—						変更なし					
*17 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部					*9 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部							
1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	1.37*5	70*5	406.4*2, *6, *7	□ (9.5*2)	SM400C*6, *7			
—					変更なし							
*17 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部					*9 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部							
1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	1.37*5	70*5	609.6 /406.4	□ (9.5*2) □ (9.5*2)	SM400C*7			
—					変更なし							
*17 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部					*9 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部							
1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	1.37*5	70*5	609.6*2, *6, *7	□ (9.5*2)	SM400C*6, *7			
—					変更なし							

変更前						変更後						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉補機冷却水系	*18 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部					原子炉補機冷却水系	変更なし					
	—						1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
	—								61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7	
	*18 非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部						変更なし					
	—						1.37*5	70*5	216.3*2, *7 /216.3 /165.2	8.2*2, *7 /8.2 /7.1	STS410*7	
	*18 非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器						変更なし					
	—						1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
	—						変更なし					
	1.37*1, 70, 139.8*2, 6.6*2, STS410*12						変更なし					
	—						1.37*5	70*5	139.8*2, *7 /114.3	6.6*2, *7 /6.0	STS410*7	
1.37*1, 70, 114.3*2, 6.0*2, STS410*12					変更なし							

変更前						変更後						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉補機冷却水系	*21 非常用ディーゼル発電設備(A) 機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部	1.37*1	70	114.3*2	6.0*2	STS410*12	変更なし					
		—					1.37*5	70*5	114.3*2, *6, *7	6.0*2, *6, *7	STS410*6, *7	
		—							139.8*2, *7 /114.3	6.6*2, *7 /6.0	STS410*7	
		1.37*1	70	139.8*2	6.6*2	STS410*12	変更なし					
		—					1.37*5	70*5	139.8*2, *6, *7	6.6*2, *6, *7	STS410*6, *7	
	—					216.3*2, *7 /139.8			8.2*2, *7 /6.6	STS410*7		
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	変更なし						
	*21 非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部	—					1.37*5	70*5	216.3*2, *7	8.2*2, *7	STS410*7	
		—							216.3 /216.3	8.2 /8.2	STS410*7	
		1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	変更なし					
—					1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7			
*21 非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 清水冷却器	—					1.37*5	70*5	61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7		
	—							変更なし				
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7		
—					変更なし							

変更前						変更後								
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料			
原子炉補機冷却水系	*22 非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器					原子炉補機冷却水系	変更なし							
	—						1.37*5	70*5	61.1*2, *6, *7, *19	6.9*6, *7, *20	S25C*6, *7			
	—								61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7			
	—								*2, *7, *19 61.1 / — /61.1	*7, *20 6.9 / — /6.9	S25C*7			
原子炉補機冷却水系	*23 非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部					原子炉補機冷却水系	変更なし							
	—						1.37*5	70*5	*2, *7, *19 61.1 / — /61.1	*7, *20 6.9 / — /6.9	S25C*7			
	—								61.1*2, *6, *7, *19	6.9*6, *7, *20	S25C*6, *7			
	—								変更なし					
原子炉補機冷却水系	*24 非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器					原子炉補機冷却水系	変更なし							
	—						1.37*5	70*5	165.2*2, *6, *7	7.1*2, *6, *7	STS410*6, *7			
	—								変更なし					
	—								変更なし					
原子炉補機冷却水系	*25 非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(A) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 出口配管合流部					原子炉補機冷却水系	変更なし							
	—						1.37*5	70*5	165.2*2, *6, *7	7.1*2, *6, *7	STS410*6, *7			
	—								変更なし					
	—								変更なし					

変更前						変更後						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉補機冷却水系	*26 非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備 (A) 清水冷却器出口配管合流部					原子炉補機冷却水系	変更なし					
	—						変更なし	1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7
	—									/216.3	/8.2	STS410*7
	—									/216.3	/8.2	STS410*7
	*27 原子炉補機冷却水系 サージタンク (A) ～ 原子炉補機冷却水系 サージタンク (A) 出口配管合流部						原子炉補機冷却水系	*9 原子炉補機冷却水系 サージタンク (A) ～ 原子炉補機冷却水系 サージタンク (A) 出口配管合流部				
	静水頭	70	355.6*2	11.1*2	STS410			静水頭*5	70*5	355.6*2, *6, *7	11.1*2, *6, *7	STS410*6, *7
	—							変更なし				
	1.37	70	355.6*2	11.1*2	STS410			—				
	—							1.37*5	70*5	355.6*2, *6, *7	11.1*2, *6, *7	STS410*6, *7
	原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)							変更なし				
1.37*1	70	406.4*2	□*3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし	1.37*5		70*5	406.4*2, *6, *7	□(9.5*2)	SM400C*6, *7	
—									457.2	9.5	STS410*7	
—									/406.4	/9.5	STS410*7	
—					変更なし							
—					変更なし	1.37*5	70*5	457.2*2, *6, *7	□(9.5*2)	SM400C*6, *7		
—								609.6	□(9.5*2)	SM400C*7		
—								/457.2	□(9.5*2)	SM400C*7		
—					変更なし							
—					変更なし	1.37*5	70*5	609.6	□(9.5*2)	SM400C*7		
—								/609.6	□(9.5*2)	SM400C*7		
—								/457.2	□(9.5*2)	SM400C*7		
—					変更なし							
(次頁へ続く)					(次頁へ続く)							
—					1.37*5	70*5	609.6*2, *6, *7	□(9.5*2)	SM400C*6, *7			

変更前						変更後						
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
(前頁からの続き)	—					(前頁からの続き)	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7}	□ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}	
									/ —	□ (9.5 ^{*2})		
	—					1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7}	□ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}		
								/609.6	□ (9.5 ^{*2})			
	/609.6	□ (9.5 ^{*2})										
原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E) ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)合流部 ^{*28}	1.37 ^{*1}	70	457.2 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}	原子炉補機冷却水系 変更なし	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	457.2 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*6, *7}	
変更なし												
原子炉補機冷却水系	—					原子炉補機冷却水系 変更なし	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7}	□ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}	
									/457.2	□ (9.5 ^{*2})		
		—					1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7}	□ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}	
									/609.6	□ (9.5 ^{*2})		
		/457.2	□ (9.5 ^{*2})									
	/609.6	□ (9.5 ^{*2})										
	609.6 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})										
変更なし						1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7}	□ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}		
	—							1.37 ^{*5}	70 ^{*5}		609.6 ^{*2, *7}	□ ^{*7} (9.5 ^{*2})
										/609.6	□ (9.5 ^{*2})	
	/ —	□ (9.5 ^{*2})										
	/609.6	□ (9.5 ^{*2})										

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部	—					原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *7} /609.6 /609.6	□ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}
	1.37 ^{*1}	70	609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		変更なし				
	—						1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*6, *7}
	—								609.6 ^{*2, *7} / — /609.6	□ ^{*7} (9.5 ^{*2}) □ ^{*7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*7}
原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部	—					原子炉補機冷却系 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)合流部 ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	318.5 ^{*2}	□ [*] (10.3 ^{*2})	SM400C
	1.37 ^{*1}	70	609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (17.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		変更なし				
	—						609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		
原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)入口配管分岐部	—					原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E)出口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)入口配管分岐部	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*6, *7}
	1.37 ^{*1}	70	609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (17.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		変更なし				
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部	—					燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2, *6, *7}	□ ^{*6, *7} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*6, *7}
	1.37 ^{*1}	70	609.6 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	609.6 ^{*2}	□ ^{*2} (17.5 ^{*2})	SM400C
	—								609.6 ^{*2} / 457.2	□ [*] (14.3 ^{*2})	
	1.37 ^{*1}	70	457.2 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		変更なし				
—					457.2 ^{*2}	□ ^{*3} (14.3 ^{*2})	SM400C ^{*4}				

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
*28 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)	—					*9 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(B)	1.37*5	70*5	*2, *7 457.2 /406.4	*2, *7 9.5 /9.5	STS410*7
	1.37*1	70	406.4*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4		変更なし				
	—						1.37*5	70*5	406.4*2, *6, *7	□ *6, *7 (9.5*2)	SM400C*6, *7
*29 残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部	—					*9 残留熱除去系熱交換器(B) ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部	1.37*5	90*5	406.4*2, *6, *7	□ *6, *7 (9.5*2)	SM400C*6, *7
	1.37*1	70	406.4*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4		変更なし	変更なし 90*5	変更なし		
	—						1.37*5	90*5	*2, *7 457.2 /406.4	*2, *7 9.5 /9.5	STS410*7
*29 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ (B), (E)入口配管合流部	1.37*1	70	457.2*2	□ *3(14.3*2)	SM400C*4	*9 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ (B), (E)入口配管合流部	変更なし	変更なし 90*5	変更なし		
			457.2*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4				1.37*5	90*5	*6, *7 457.2*2, *6, *7 □ (9.5*2)
	—						*2, *7 609.6 /457.2	*7 □ (9.5*2) (9.5*2)			SM400C*7
*29 原子炉補機冷却水系ポンプ (B), (E)入口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*1	70	609.6*2	□ *3(17.5*2)	SM400C*4	*9 原子炉補機冷却水系ポンプ (B), (E)入口配管合流部 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(B)出口配管合流部	変更なし	変更なし 90*5	変更なし		
			609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4				1.37*5	90*5	*6, *7 609.6*2, *6, *7 □ (9.5*2)
	—						*6, *7 609.6*2, *6, *7 □ (9.5*2)	SM400C*6, *7			
*29 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)分岐部	1.37*1	70	609.6*2	□ *3(17.5*2)	SM400C*4	*9 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)分岐部	変更なし	変更なし 90*5	変更なし		
			—						1.37*5	90*5	*6, *7 609.6*2, *6, *7 □ (9.5*2)
	1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4		1.37*5	90*5			変更なし
									—		

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
*29 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)分岐部	1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	*9 代替原子炉補機冷却系配管 (B-1)分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)分岐部	変更なし	変更なし 90*5	変更なし		
	—						1.37*5	90*5	609.6*2, *6, *7	□ (*6, *7) (9.5*2)	SM400C*6, *7
*29 代替原子炉補機冷却系配管 (B-2)分岐部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ (B), (E)	1.37*1	70	609.6*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし	変更なし				
	—						1.37*5	70*5	609.6*2, *6, *7	□ (*6, *7) (9.5*2)	SM400C*6, *7
	—								609.6 /609.6 /457.2	□ (*7) (9.5*2) (9.5*2)	SM400C*7
	—								609.6 /457.2	□ (*7) (9.5*2) (9.5*2)	SM400C*7
1.37*1	70	457.2*2	□ *3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし						
—					1.37*5	70*5	457.2*2, *6, *7	□ (*6, *7) (9.5*2)	SM400C*6, *7		
*30 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B), (E) 出口配管分岐部 ～ P21-F074B	1.37*1	70	355.6*2	□ *3(11.1*2)	SM400C*4	変更なし	変更なし				
			355.6*2	11.1*2	STS410*12						
			318.5*2	10.3*2	STS410*12						
	*13, *30 P21-F074B ～ 原子炉冷却材浄化系非再生 熱交換器(B)	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2		STPT38				
318.5*2				10.3*2	STPT38						
318.5*2				10.3*2	STPT370*14						
216.3*2				8.2*2	STPT370*14						

変更前						変更後													
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料								
原子炉補機冷却水系	*13, *31 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B) ～ P21-F082B	1.37*1	85	216.3*2	8.2*2	STPT370*14	原子炉補機冷却水系	変更なし											
				318.5*2	10.3*2	STPT370*14													
				355.6*2	11.1*2	STPT370*14													
				355.6*2	11.1*2	STPT38													
	*31 P21-F082B ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STS410*12							燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	*9 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	1.37*5	70*5	318.5	10.3	STS410*7
	355.6*2			□*3(11.1*2)	SM400C*4	/216.3											/ 8.2		
	*32 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部 ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	1.37*1	70	318.5*2	□*3(10.3*2)	SM400C*4							燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	*9 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7
	—			—	—	変更なし													
	*33 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	1.37*1	70	—	—	—							燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部	*9 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)	1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7
	—			—	—	変更なし													
*33 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E)入口配管合流部	1.37*1	70	—	—	—	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E)入口配管合流部	*9 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水系ポンプ(B), (E)入口配管合流部	1.37*5	90*5	406.4	□(9.5*2)	SM400C*7							
—			—	—	/406.4					□(9.5*2)									
—			—	—	406.4*2, *6, *7					□(9.5*2)	SM400C*6, *7								
	1.37*1	70	406.4*2	□*3(9.5*2)	SM400C*4	変更なし	変更なし	90*5	変更なし										
			406.4*2	□*3(12.7*2)	SM400C*4														

変更前						変更後									
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料				
原子炉補機冷却水系	*34 残留熱除去系熱交換器(B) 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部	1.37*1	70	216.3*2	<input type="text" value="8.2"/> *3(8.2*2)	SM400C*4	変更なし	1.37*5	70*5	変更なし					
				216.3*2	8.2*2	STS410*12				216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7			
	—									*2, *7	*2, *7	216.3	8.2	STS410*7	
	—									/216.3	/8.2	/—	/—	—	
	—									/—	/—	61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7	
	—									変更なし					
	*34 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 器入口配管分岐部	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12				*2, *7	*2, *7	216.3	8.2	STS410*7	
										—					
	—									1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
	*34 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器 器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 機関付空気冷却器	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12				変更なし					
—							*2, *7	*2, *7	216.3	8.2	STS410*7				
—						1.37*5	70*5	/139.8	/6.6	STS410*7					
—						139.8*2, *6, *7	6.6*2, *6, *7	139.8	6.6	STS410*7					
—						1.37*5	70*5	/114.3	/6.0	STS410*7					
—						114.3*2, *6, *7	6.0*2, *6, *7	114.3	6.0	STS410*6, *7					
—						変更なし									
—						変更なし									
1.37*1						70									
139.8*2						6.6*2									
STS410*12						STS410*12									
1.37*1						70									
114.3*2						6.0*2									
STS410*12						STS410*12									

変更前						変更後						
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
原子炉補機冷却水系	*35 非常用ディーゼル発電設備(B) 機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器出口配管合流部	1.37*1	70	114.3*2	6.0*2	STS410*12	変更なし	変更なし				
		—						1.37*5	70*5	114.3*2, *6, *7	6.0*2, *6, *7	STS410*6, *7
	1.37*1	70	139.8*2	6.6*2	STS410*12	変更なし						
	—					1.37*5		70*5	139.8*2, *6, *7 /114.3	6.6*2, *6, *7 /6.0	STS410*7	
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	変更なし						
	—					1.37*5		70*5	216.3*2, *6, *7 /139.8	6.6*2, *6, *7 /6.6	STS410*6, *7	
	—					1.37*5		70*5	216.3*2, *6, *7 /216.3	8.2*2, *6, *7 /8.2	STS410*7	
	—					1.37*5		70*5	216.3*2, *6, *7 /165.2	8.2*2, *6, *7 /7.1	STS410*7	
	—					変更なし						
	—					1.37*5		70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
*35 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部	—					1.37*5	70*5	61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7		
	—					変更なし						
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7		
	—					変更なし						
	—					1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7		
*36 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器	1.37*1	70	60.5*2	5.5*2	STS410*12	変更なし						
	—					1.37*5	70*5	61.1*2, *6, *7, *19	6.9*6, *7, *20	S25C*6, *7		
	—					1.37*5	70*5	*2, *7, *19 61.1 /— /61.1	*7, *20 6.9 /— /6.9	S25C*7		

変更前						変更後						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
原子炉補機冷却水系	*37 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部	1.37*1	70	60.5*2	5.5*2	STS410*12	変更なし					
							1.37*5	70*5	61.1*2, *6, *7, *19	6.9*6, *7, *20	S25C*6, *7	
						*2, *7, *19			*7, *20	61.1	6.9	S25C*7
						/—			/—	/61.1	/6.9	
	*38 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器	1.37*1	70	165.2*2	7.1*2	STS410*12	変更なし					
							1.37*5	70*5	165.2*2, *6, *7	7.1*2, *6, *7	STS410*6, *7	
						変更なし						
	*39 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(B) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部	1.37*1	70	165.2*2	7.1*2	STS410*12	変更なし					
							1.37*5	70*5	165.2*2, *6, *7	7.1*2, *6, *7	STS410*6, *7	
						変更なし						
	*40 非常用ディーゼル発電設備(B) 清水冷却器 ～ 残留熱除去系熱交換器(B) 出口配管合流部	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	変更なし					
							1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
					*2, *7	*2, *7			216.3	8.2	STS410*7	
					/216.3	/8.2			/216.3	/8.2		
*27 原子炉補機冷却水系 サージタンク(B) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 (次頁へ続く)	静水頭	70	355.6*2	11.1*2	STS410	原子炉補機冷却水系 サージタンク(B) ～ 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部 (次頁へ続く)	変更なし					
							静水頭*5	70*5	355.6*2, *6, *7	11.1*2, *6, *7	STS410*6, *7	
							1.37*5	70*5	355.6*2, *6, *7	11.1*2, *6, *7	STS410*6, *7	
							変更なし					
					1.37	70	355.6*2	11.1*2	STS410			

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
(前頁からの続き)	—					(前頁からの続き)	1.37 ^{*5}	90 ^{*5}	406.4 ^{*2, *7} /355.6	9.5 ^{*2, *7} /11.1	STS410 ^{*7}
	1.37	70	406.4 ^{*2}	□ (9.5 ^{*2})	SM400C		変更なし	変更なし 90 ^{*5}	変更なし		
	—						1.37 ^{*5}	90 ^{*5}	406.4 ^{*2, *6, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*6, *7}	SM400C ^{*6, *7}
原子炉補機冷却水ポンプ (C), (F) ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C), (F)	1.37 ^{*1}	70	406.4 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}	変更なし	変更なし				
	—						1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	406.4 ^{*2, *6, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*6, *7}	SM400C ^{*6, *7}
	—								558.8 ^{*2, *7} /406.4	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}
	—								558.8 ^{*2, *7} /558.8	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}
	1.37 ^{*1}	70	558.8 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		変更なし				
—					1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	558.8 ^{*2, *7} / —	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}		
—							558.8 ^{*2, *6, *7} /558.8	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*6, *7}		
*41 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C), (F) ～ 残留熱除去系熱交換器(C) 入口配管分岐部 (次頁へ続く)	—					変更なし	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	406.4 ^{*2, *6, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*6, *7}	SM400C ^{*6, *7}
	—						変更なし				
	1.37 ^{*1}	70	406.4 ^{*2}	□ ^{*3} (9.5 ^{*2})	SM400C ^{*4}		1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	558.8 ^{*2, *7} /406.4	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}
—					(次頁へ続く)						

変更前						変更後					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
(前頁からの続き)	—					(前頁からの続き)	1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	558.8 ^{*2, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}
	1.37 ^{*1}	70	558.8 ^{*2}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*3}	SM400C ^{*4}				変更なし		
	—						1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	558.8 ^{*2, *6, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*6, *7}	SM400C ^{*6, *7}
	1.37 ^{*1}	70	558.8 ^{*2}	□ (15.9 ^{*2}) ^{*3}	SM400C ^{*4}				558.8 ^{*2, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}
—					1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	/558.8	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}		
—							558.8 ^{*2, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}		
—					変更なし						
原子炉補機冷却水系	*41 残留熱除去系熱交換器(C) 入口配管分岐部 ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部	1.37 ^{*1}	70	558.8 ^{*2}	□ (15.9 ^{*2}) ^{*3}	SM400C ^{*4}	変更なし				
	*41 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C)	—					1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	558.8 ^{*2, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*7}	SM400C ^{*7}
		1.37 ^{*1}	70	406.4 ^{*2}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*3}	SM400C ^{*4}			変更なし		
*42 残留熱除去系熱交換器(C) ～ 残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部	—					1.37 ^{*5}	70 ^{*5}	406.4 ^{*2, *6, *7}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*6, *7}	SM400C ^{*6, *7}	
	1.37 ^{*1}	70	406.4 ^{*2}	□ (9.5 ^{*2}) ^{*3}	SM400C ^{*4}			変更なし			

変更前						変更後							
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料		
原子炉補機冷却水系	*42 残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部 ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	—				SM400C*4	変更なし	1.37*5	70*5	*2, *7 457.2	*7 □ (9.5*2)	SM400C*7	
		1.37*1	70	457.2*2	*3 (9.5*2)					/457.2	(9.5*2)		
		—								/406.4	(9.5*2)		
	変更なし							1.37*5	70*5	*2, *7 558.8	*7 □ (9.5*2)	SM400C*7	
	*42 タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部 ～ 原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)	1.37*1	70	558.8*2	*3 (15.9*2)	SM400C*4				/457.2	(9.5*2)		
		—				SM400C*4				変更なし			
	変更なし							1.37*5	70*5	558.8*2, *6, *7	*6, *7 □ (9.5*2)	SM400C*6, *7	
	変更なし									*2, *7 558.8	*7 □ (9.5*2)	SM400C*7	
	変更なし									/558.8	(9.5*2)		
	変更なし							1.37*5	70*5	/457.2	(9.5*2)	SM400C*7	
変更なし						*2, *7 558.8	*7 □ (9.5*2)			SM400C*7			
変更なし						/457.2	(9.5*2)						
変更なし						1.37*5	70*5	*2, *6, *7 457.2	*6, *7 □ (9.5*2)	SM400C*6, *7			
変更なし								変更なし					
変更なし								*2, *6, *7 457.2	*6, *7 □ (9.5*2)		SM400C*6, *7		
変更なし						変更なし							
*43 残留熱除去系熱交換器(C) 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部 (次頁へ続く)	1.37*1	70	318.5*2	*3 (10.3*2)	SM400C*4	変更なし							
	—				STS410*12	変更なし	1.37*5	70*5	*2, *7 318.5	*2, *7 10.3	STS410*7		
	変更なし								/216.3	/ 8.2			
	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2					変更なし				
	変更なし						1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS42*6, *7		
変更なし									*2, *7 216.3	*2, *7 8.2	STS410*7		
変更なし						/216.3			/8.2				
変更なし						1.37*5	70*5	/ —	/ —	STS410*7			
変更なし								216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7		STS410*6, *7		

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
(前頁からの続き)	—					(前頁からの続き)	1.37*5	70*5	61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器入口配管分岐部	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	変更なし					
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	—					1.37*5	70*5	216.3 /216.3 /165.2	8.2 /8.2 /7.1	STS410*7	
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	—					1.37*5	70*5	216.3 /139.8	8.2 /6.6	STS410*7	
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	1.37*1	70	139.8*2	6.6*2	STS410*12	変更なし					
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	—					1.37*5	70*5	139.8 /114.3	6.6 /6.0	STS410*7	
*43 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器	1.37*1	70	114.3*2	6.0*2	STS410*12	変更なし					
*44 非常用ディーゼル発電設備(C) 機関付空気冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器出口配管合流部	1.37*1	70	114.3*2	6.0*2	STS410*12	1.37*5	70*5	114.3*2, *6, *7 139.8 /114.3	6.0*2, *6, *7 6.6 /6.0	STS410*6, *7 STS410*7	
*44 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器出口配管合流部	—					1.37*5	70*5	139.8*2, *6, *7 216.3 /139.8	6.6*2, *6, *7 8.2 /6.6	STS410*6, *7 STS410*7	
*44 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器出口配管合流部	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STS410*12	変更なし					

変更前						変更後							
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料		
原子炉 補機 冷却 水系	*44 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却 器出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部					原子炉 補機 冷却 水系	変更なし	1.37*5	70*5	*2, *7 216.3 /216.3 /165.2	*2, *7 8.2 /8.2 /7.1	STS410*7	
	1.37*1 70 216.3*2 8.2*2 STS410*12							変更なし					
	*44 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 清水冷却器							1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7	
	1.37*1 70 216.3*2 8.2*2 STS410*12							1.37*5	70*5	61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7	
	*45 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器							変更なし					
	1.37*1 70 60.5*2 5.5*2 STS410*12							1.37*5	70*5	61.1*2, *6, *7, *19	6.9*6, *7, *20	S25C*6, *7	
	～									61.1*2, *7, *19	6.9*7, *20	S25C*7	
	～									*2, *7, *19 61.1 / — /61.1	*7, *20 6.9 / — /6.9	S25C*7	
	*46 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 発電機軸受潤滑油冷却器 出口配管合流部							変更なし					
	1.37*1 70 60.5*2 5.5*2 STS410*12							1.37*5	70*5	*2, *7, *19 61.1 / — /61.1	*7, *20 6.9 / — /6.9	S25C*7	
	～									*2, *6, *7, *19 61.1	*6, *7, *20 6.9	S25C*6, *7	

変更前						変更後					
名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
原子炉補機冷却水系	*47 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器入口配管分岐部 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器					原子炉補機冷却水系	変更なし				
	—						1.37*5	70*5	165.2*2, *6, *7	7.1*2, *6, *7	STS410*6, *7
	*48 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器 ～ 非常用ディーゼル発電設備(C) 潤滑油冷却器・機関付空気冷却器出口配管合流部						変更なし				
	—						1.37*5	70*5	165.2*2, *6, *7	7.1*2, *6, *7	STS410*6, *7
	*49 非常用ディーゼル発電設備(C) 清水冷却器 ～ 原子炉補機冷却水系 サージタンク(C)出口配管合流部						変更なし				
	—						1.37*5	70*5	216.3*2, *6, *7	8.2*2, *6, *7	STS410*6, *7
	—								*2, *7	*2, *7	STS410*7
	—								216.3 /216.3 /216.3	8.2 /8.2 /8.2	
	*49 原子炉補機冷却水系 サージタンク(C)出口配管合流部 ～ 残留熱除去系熱交換器(C) 出口配管合流部						変更なし				
	—						1.37*5	70*5	*2, *7	*7	SM400C*7
	—								406.4 /406.4 /216.3	□ (9.5*2) (9.5*2) (8.2*2)	
	—						変更なし				
—					1.37*5	70*5	*6, *7	*6, *7	SM400C*6, *7		
—							*2, *7	*2, *7			
—					変更なし						
—					1.37*5	70*5	457.2 /406.4	9.5 /9.5	STS410*7		
—							変更なし				

変更前						変更後											
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料						
原子炉補機冷却水系	タービン建屋内原子炉補機冷却系配管分岐部 ～ P21-F074C	1.37*1	70	355.6*2	□ *3(11.1*2)	SM400C*4	原子炉補機冷却水系	変更なし									
				318.5*2	10.3*2	STS410*12											
				355.6*2	11.1*2	STS410*12											
	P21-F074C ～ 気体廃棄物処理系排ガス復水器	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STPT38											
				355.6*2	11.1*2	STPT370*14											
				318.5*2	10.3*2	STPT370*14											
				216.3*2	8.2*2	STPG370*51											
	気体廃棄物処理系排ガス復水器 ～ P21-F082C	1.37*1	70	216.3*2	8.2*2	STPG370*51											
				318.5*2	10.3*2	STPT370*14											
				355.6*2	11.1*2	STPT370*14											
				355.6*2	11.1*2	STPT38											
	P21-F082C ～ タービン建屋内原子炉補機冷却系配管合流部	1.37*1	70	355.6*2	11.1*2	STS410*12											
				355.6*2	□ *3(11.1*2)	SM400C*4											
	原子炉補機冷却水系 サージタンク (C) ～ 原子炉補機冷却水系 サージタンク (C) 出口配管 合流部	—											静水頭*5	70*5	355.6*2, *6, *7	11.1*2, *6, *7	STS410*6, *7
		静水頭	70	355.6*2	11.1*2	STS410							変更なし				
1.37		70	355.6*2	11.1*2	STS410	変更なし											
—					1.37*5						70*5	355.6*2, *6, *7	11.1*2, *6, *7	STS410*6, *7			
—												*2, *7	*2, *7	STS410*7			
1.37	70	406.4*2	□ (9.5*2)	SM400C	変更なし												

変更前						変更後					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ ～ 原子炉補機冷却海水系 ストレーナ	0.78*1	50	508.0*2	□*3(9.5*2)	原子炉補機冷却海水系	変更なし				
	—	0.78*5	50*5	508.0	□(9.5*2)		SM400C*7				
				/508.0	□(9.5*2)						
	—	0.78*5	50*5	508.0*2, *6, *7	□(9.5*2)		SM400C*6, *7				
				508.0	□(9.5*2)		SM400C*7				
	—	0.78*5	50*5	/—	□(9.5*2)						
/508.0				□(9.5*2)							
原子炉補機冷却海水系 ストレーナ ～ 原子炉補機冷却水系熱交換器	0.78*1	50	508.0*2	□*3(9.5*2)	原子炉補機冷却海水系	変更なし					
—	0.78*5	50*5	508.0*2, *6, *7	□(9.5*2)		SM400C*6, *7					
			508.0	□(9.5*2)			SM400C*7				
—	0.78*5	50*5	/—	□(9.5*2)							
			/508.0	□(9.5*2)							
原子炉補機冷却水系熱交換器 ～ 放水槽	0.78*1	50	508.0*2	□*3(9.5*2)		原子炉補機冷却海水系	変更なし				
—	0.78*5	50*5	508.0*2, *6, *7	□(9.5*2)	SM400C*6, *7						
			508.0	□(9.5*2)			SM400C*7				
—	0.78*5	50*5	/—	□(9.5*2)							
			/508.0	□(9.5*2)							

注記*1 : SI 単位に換算したものである。

*2 : 公称値を示す。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年10月13日付け4資庁第8732号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-3「管の強度計算書」による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「SM41C」と記載。記載内容は、設計図書による。

*5 : 重大事故等時における使用時の値。

*6 : エルボを示す。

*7 : 本設備は既存の設備である。

*8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水系熱交換器(A), (D)から残留熱除去系熱交換器(A)まで」と記載。

*9 : 原子炉補機冷却設備(代替原子炉補機冷却系)と兼用。

*10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系熱交換器(A)から原子炉補機冷却水ポンプ(A), (D)まで」と記載。

*11 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(A)・(D)出口配管から原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)まで」と記載。

*12 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は、設計図書による。

*13 : 本設備は記載の適正化のみを行うものであり、手続き対象外である。

*14 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPT38」と記載。記載内容は、設計図書による。

- *15：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)からポンプ(A)・(D)入口配管まで」と記載。
- *16：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非再生熱交換器(A)入口配管から燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)まで」と記載。
- *17：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)からポンプ(A)・(D)入口配管まで」と記載。
- *18：記載の適正化を行う。既工事計画書には「F P C熱交換器(A)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器まで」と記載。
- *19：差込み継手の差込み部内径を示す。
- *20：差込み継手の最小厚さを示す。
- *21：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器まで」と記載。
- *22：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(A)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器まで」と記載。
- *23：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)発電機軸受潤滑油冷却器から空気冷却器(A)出口配管まで」と記載。
- *24：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(A)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器まで」と記載。
- *25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)潤滑油冷却器から空気冷却器(A)出口配管まで」と記載。
- *26：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器からF P C熱交換器(A)出口配管まで」と記載。
- *27：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水系熱交換器(B), (E)から残留熱除去系熱交換器(B)まで」と記載。
- *29：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系熱交換器(B)から原子炉補機冷却水ポンプ(B), (E)まで」と記載。
- *30：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)・(E)出口配管から原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)まで」と記載。
- *31：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)からポンプ(B)・(E)入口配管まで」と記載。
- *32：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)・(E)出口配管から燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)まで」と記載。
- *33：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)からポンプ(B)・(E)入口配管まで」と記載。
- *34：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(B)・(E)出口配管から非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器まで」と記載。
- *35：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器まで」と記載。
- *36：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(B)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器まで」と記載。
- *37：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)発電機軸受潤滑油冷却器から空気冷却器(B)出口配管まで」と記載。
- *38：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(B)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器まで」と記載。
- *39：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)潤滑油冷却器から空気冷却器(B)出口配管まで」と記載。
- *40：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(B)清水冷却器からポンプ(B)・(E)入口配管まで」と記載。
- *41：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉補機冷却水系熱交換器(C), (F)から残留熱除去系熱交換器(C)まで」と記載。
- *42：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系熱交換器(C)から原子炉補機冷却水ポンプ(C), (F)まで」と記載。
- *43：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)・(F)出口配管から非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器まで」と記載。
- *44：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)機関付空気冷却器から非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器まで」と記載。
- *45：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(C)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器まで」と記載。
- *46：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)発電機軸受潤滑油冷却器から空気冷却器(C)出口配管まで」と記載。
- *47：記載の適正化を行う。既工事計画書には「空気冷却器(C)入口配管から非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器まで」と記載。
- *48：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)潤滑油冷却器から空気冷却器(C)出口配管まで」と記載。
- *49：記載の適正化を行う。既工事計画書には「非常用ディーゼル発電設備(C)清水冷却器からポンプ(C)・(F)入口配管まで」と記載。
- *50：記載の適正化を行う。既工事計画書には「熱交換器(C)・(F)出口配管から気体廃棄物処理系排ガス復水器まで」と記載。
- *51：記載の適正化を行う。既工事計画書には「STPG38」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *52：記載の適正化を行う。既工事計画書には「気体廃棄物処理系排ガス復水器からポンプ(C)・(F)入口配管まで」と記載。

8.2 代替原子炉補機冷却系

- (2) 熱交換器の名称，種類，容量，最高使用圧力（管側及び胴側の別に記載すること。），最高使用温度（管側及び胴側の別に記載すること。），伝熱面積，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

- ・可搬型

以下の設備は，7号機設備であり，6号機及び7号機共用（7号機で申請済）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（7号機設備，6,7号機共用）

(3) ポンプの名称, 種類, 容量, 揚程又は吐出圧力, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・可搬型

a. 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号機設備, 6,7号機共用)

			変 更 前					変 更 後		
名 称			熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却水ポンプ (7号機設備, 6,7号機共用)					変更なし		
			P27-D2000	P27-D3000	P27-D4000	P27-D1000	P27-D5000			
ポ ン プ	種 類	—	うず巻形							
	容 量*1	m ³ /h/個	325 以上*2 350 以上*3 340 以上*4 (300*5)				<input type="text"/> 以上*2 <input type="text"/> 以上*3 <input type="text"/> 以上*4 (<input type="text"/> *5)	316.5 以上*6 348 以上*7 331.5 以上*8 変更なし 変更なし 変更なし 変更なし	<input type="text"/> 以上*6 <input type="text"/> 以上*7 <input type="text"/> 以上*8 変更なし 変更なし 変更なし 変更なし	
	揚 程*1	m	65 以上*2 53 以上*3 56 以上*4 (75*5)				<input type="text"/> 以上*2 <input type="text"/> 以上*3 <input type="text"/> 以上*4 (<input type="text"/> *5)	68 以上*6 67 以上*7 68 以上*8 変更なし 変更なし 変更なし 変更なし	<input type="text"/> 以上*6 <input type="text"/> 以上*7 <input type="text"/> 以上*8 変更なし 変更なし 変更なし 変更なし	
	最 高 使 用 圧 力*1	MPa	1.37			1.37				
	最 高 使 用 温 度*1	℃	70			70				
	主 要 寸 法	吸 込 内 径	mm	200*5			<input type="text"/> *5		変更なし	
		吐 出 内 径	mm	150*5			<input type="text"/> *5			
		た て	mm	750*5			<input type="text"/> *5			
		横	mm	180*5			<input type="text"/> *5			
		高 さ	mm	490*5			<input type="text"/> *5			
材 料	ケ ー シ ン グ	—	SCS14			<input type="text"/>				
個 数	—	2*9	2*9	2*9	1*10	1*10				

			変 更 前			変 更 後		
原 動 機	取 付 箇 所	—	保管場所： 荒浜側高台保管場所 T.M.S.L. 約 37000mm 及び 大湊側高台保管場所 T.M.S.L. 約 35000mm 上記 2 箇所にそれぞれ車両 2 台ずつ保管するとともに、予備の車両 1 台を上記 2 箇所のうちいずれかに保管する。 取付箇所： 【6号機】2台 6号機タービン建屋付近 T.M.S.L. 約 12000mm 【7号機】2台 7号機タービン建屋付近 T.M.S.L. 約 12000mm					変更なし
	種 類	—	誘導電動機			誘導電動機		
	出 力	kW/個	110			210		
	個 数	—	2* ⁹	2* ⁹	2* ⁹	1* ¹⁰	1* ¹⁰	
取 付 箇 所	—	ポンプと同じ	ポンプと同じ	ポンプと同じ	ポンプと同じ	ポンプと同じ		

注記*1：重大事故等時における使用時の値。

- *2：「7号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系（西）」で使用する場合は値を示す。
- *3：「7号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（南）」で使用する場合は値を示す。
- *4：「7号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（西）」で使用する場合は値を示す。
- *5：公称値を示す。
- *6：「6号機 代替原子炉補機冷却系接続口 A 系（北）」で使用する場合は値を示す。
- *7：「6号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（南）」で使用する場合は値を示す。
- *8：「6号機 代替原子炉補機冷却系接続口 B 系（北）」で使用する場合は値を示す。
- *9：P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000 は、車両 1 台につき 2 個設置する。
- *10：P27-D1000, P27-D5000 は、車両 1 台につき 1 個設置する。

以下の設備は、7号機設備であり、6号機及び7号機共用（7号機で申請済）である。
大容量送水車（熱交換器ユニット用）（7号機設備、6,7号機共用）

- (5) 容器の名称，種類，容量，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

・常設

以下の設備は，既存の原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）であり，原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として本工事計画で兼用とする。

原子炉補機冷却水系サージタンク*

注記*：原子炉補機冷却水系サージタンク(A)，(B)が対象。

(6) ろ過装置の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 個数及び取付箇所 (常設及び可搬型の別に記載すること。)

・可搬型

以下の設備は, 7号機設備であり, 6号機及び7号機共用 (7号機で申請済) である。
熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ストレータ (7号機設備, 6,7号機共用)

(9) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料 (常設及び可搬型の別に記載し, 可搬型の場合は, 個数及び取付箇所を付記すること。)

・常設

変 更 前						変 更 後					
名 称	最 高 使 用 圧 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 圧 力 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
代替原子炉補機冷却系	—	—	—	—	—	代替原子炉補機冷却系接続口 A系(北)供給側 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(A) 合流部	1.37*1	70*1	267.4*2	9.3*2	SUS304TP
									267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3
									267.4 /216.3	9.3 /8.2	SUS304TP
									216.3*2	8.2*2	SUS304TP
									216.3*2, *3	8.2*2, *3	SUS304TP*3
									216.3*2, *3	8.2*2, *3	STS410*3
									216.3*2	8.2*2	STS410
									318.5 /216.3	17.4 /12.7	STS410
						代替原子炉補機冷却系配管(A) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系接続口 A系(北)戻り側	1.37*1	90*1	318.5 /267.4	10.3 /9.3	STS410
									267.4*2	9.3*2	STS410
									267.4*2, *3	9.3*2, *3	STS410*3
									267.4*2	9.3*2	SUS304TP
									267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3
									267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3

変 更 前						変 更 後					
名 称	最 高 使 用 压 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最 高 使 用 压 (MPa)	最 高 使 用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
代替原子炉補機冷却系	—	—	—	—	—	代替原子炉補機冷却系接続口 B系（北）供給側 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-1) 合流部	1.37*1	70*1	267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3
									267.4*2	9.3*2	SUS304TP
									267.4*2	9.3*2	STS410
									267.4*2, *3	9.3*2, *3	STS410*3
									318.5*2 /267.4	10.3*2 / 9.3	STS410
						代替原子炉補機冷却系配管(B-1) 分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系接続口 B系（北）戻り側	1.37*1	90*1	318.5*2	10.3*2	STS410
									318.5*2, *3	10.3*2, *3	STS410*3
									318.5*2, *3	10.3*2, *3	SUS304TP*3
									318.5*2	10.3*2	SUS304TP
									318.5*2 /267.4	10.3*2 / 9.3	SUS304TP
									267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3
						代替原子炉補機冷却系接続口 B系（南）供給側 ～ 代替原子炉補機冷却系配管(B-2) 合流部 (次頁へ続く)	1.37*1	70*1	267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3
									267.4*2 /216.3	9.3*2 /8.2	SUS304TP
									216.3*2	8.2*2	SUS304TP
									216.3*2, *3	8.2*2, *3	SUS304TP*3

変更前						変更後										
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料					
代替原子炉補機冷却系	—					(前頁からの続き)	1.37*1	70*1	216.3*2, *3	8.2*2, *3	STS410*3					
									216.3*2	8.2*2	STS410					
									216.3*2	□ (8.2*2)	SF490A					
									259.9*2	□ (30.0*2)	SF490A					
									609.6*2, *4	□ (9.5*2)*4	SM400C*4					
									609.6*2, *3, *4	□ (9.5*2)*3, *4	SM400C*3, *4					
											代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部 ～ 代替原子炉補機冷却系接続口 B系(南)戻り側	1.37*1	90*1	267.4*2	9.3*2	STS410
														267.4*2, *3	9.3*2, *3	STS410*3
														267.4*2	9.3*2	SUS304TP
														267.4*2, *3	9.3*2, *3	SUS304TP*3

注記*1 : 重大事故等時における使用時の値。

*2 : 公称値を示す。

*3 : エルボを示す。

*4 : 本設備は既存の設備である。

以下の設備は、既存の原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）であり、原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として本工事計画で兼用とする。

原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(A)

原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部

原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部

原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部

原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部

原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)

原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部

原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部～非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部

原子炉補機冷却水系 非常用ディーゼル発電設備(A)清水冷却器出口配管合流部～残留熱除去系熱交換器(A)出口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(A)～原子炉補機冷却水系サージタンク(A)出口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-2)合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部
 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部
 原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)
 原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B)～残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 残留熱除去系熱交換器(B)出口配管合流部～原子炉補機冷却水系ポンプ(B),(E)入口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系ポンプ(B),(E)入口配管合流部～原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)
 原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部～原子炉補機冷却水系ポンプ(B),(E)入口配管合流部
 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却水系サージタンク(B)～燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口配管合流部

以下の設備は、原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）であり、原子炉補機冷却設備（代替原子炉補機冷却系）として本工事計画で兼用とする。

原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(A)合流部～残留熱除去系熱交換器(A)入口配管分岐部
 原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(A)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(A)分岐部
 原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)合流部～原子炉補機冷却水系熱交換器(B),(E)出口配管分岐部
 原子炉補機冷却水系 燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)入口配管分岐部～残留熱除去系熱交換器(B)入口配管分岐部
 原子炉補機冷却水系 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器(B)出口配管合流部～代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部
 原子炉補機冷却水系 代替原子炉補機冷却系配管(B-1)分岐部～代替原子炉補機冷却系配管(B-2)分岐部

・可搬型

以下の設備は、7号機設備であり、6号機及び7号機共用（7号機で申請済）である。

熱交換器ユニット淡水用 5m フレキシブルホース（7号機設備，6,7号機共用）

大容量送水車（熱交換器ユニット用）吸込 20m ホース（7号機設備，6,7号機共用）

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

9 原子炉冷却材浄化設備に係る次の事項

9.1 原子炉冷却材浄化系

(1) 熱交換器の名称, 種類, 容量, 最高使用圧力 (管側及び胴側の別に記載すること。), 最高使用温度 (管側及び胴側の別に記載すること。), 伝熱面積, 主要寸法, 材料及び個数

a. 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器

			変更前	変更後
名 称		原子炉冷却材浄化系再生熱交換器*1		
種 類	—	横置三胴U字管式		
容 量 (設 計 熱 交 換 量)	MW	□ *2 (31.9*3, *4)		
管 側	最 高 使 用 圧 力	MPa	8.83*3	
	最 高 使 用 温 度	℃	302	
胴 側	最 高 使 用 圧 力	MPa	10.20*3	
	最 高 使 用 温 度	℃	302	
伝 熱 面 積		m ² *5	□ 以上*2 (□ *4)	
主 要 寸 法	管 側	胴 内 径*6	mm	724*4
		胴 板 厚 さ*7	mm	□ *8 (58.0*4)
		鏡 板 厚 さ*9	mm	□ *8 (38.0*4)
		鏡板の形状に係る寸法	mm	724*4, *8 (鏡板の内面における長径) 181*4, *8 (鏡板の内面における短径の2分の1)
		管台外径 (管側入口)	mm	216.3*4, *8
		管台厚さ (管側入口)	mm	□ (18.2*4) *8
		管台外径 (管側出口)	mm	216.3*4, *8
	胴 側	胴 内 径*10	mm	700*4
		胴 板 厚 さ*11	mm	□ *8 (38.0*4)
		鏡 板 厚 さ*12	mm	□ *8 (40.0*4)
		鏡板の形状に係る寸法	mm	700*4, *8 (鏡板の内面における長径) 175*4, *8 (鏡板の内面における短径の2分の1)
		管台外径 (胴側入口)	mm	216.3*4, *8
		管台厚さ (胴側入口)	mm	□ (18.2*4) *8
		管台外径 (胴側出口)	mm	216.3*4, *8
	管台厚さ (胴側出口)	mm	□ (18.2*4) *8	
管 板 厚 さ		mm	□ *8 (110.0*4, *13)	
伝 熱 管 外 径		mm	□ *4	
伝 熱 管 厚 さ		mm	□ *8 (□ *4)	
点 検 口 外 径		mm	292.1*4, *8	

変更なし

				変更前	変更後
主要 寸 法	点 検 口 厚 さ	mm		□ (50.6 ^{*4}) ^{*8}	変更 なし
	点 検 口 平 板 厚 さ	mm		□ (92.0 ^{*4, *13}) ^{*8}	
	全 長	mm		6805 ^{*4}	
材	管 側	胴 板	—	SFVC2B	
		鏡 板	—	SFVC2B	
	胴 側	胴 板	—	SGV49	
		鏡 板	—	SGV49	
料	管 板	—	SFVC2B		
	伝 熱 管	—	SUS316LTB		
	点 検 口 平 板	—	SFVC2B ^{*2}		
個 数	—		1		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(1) 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器」と記載。

*2 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3 : SI 単位に換算したものである。

*4 : 公称値を示す。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「m²/個」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室内径」と記載。

*7 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴部厚さ」と記載。

*8 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成5年8月19日付け5資庁第8684号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-1「原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の強度計算書」による。

*9 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室鏡板厚さ」と記載。

*10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体内径」と記載。

*11 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体厚さ」と記載。

*12 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴部鏡板厚さ」と記載。

*13 : ステンレス鋼クラッドを含まない厚さである。

b. 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器

			変更前	変更後	
名 称			原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器*1		
種 類	—		横置二胴U字管式		
容 量 (設 計 熱 交 換 量)		MW/個	□ *2 (5.58*3, *4)		
管 側	最 高 使 用 圧 力	MPa	8.83*3		
	最 高 使 用 温 度	℃	302		
胴 側	最 高 使 用 圧 力	MPa	1.37*3		
	最 高 使 用 温 度	℃	85		
伝 熱 面 積		m ² /個	□ 以上 *2 (□ *4)		
主 要 寸 法	管 側	胴 内 径*5	mm	700*4	
		胴 板 厚 さ*6	mm	□ *7 (57.0*4)	
		平 板 厚 さ*8	mm	□ *7 (200.0*4, *9)	
		管 台 外 径 (管 側 入 口)	mm	165.2*4, *7	
		管 台 厚 さ (管 側 入 口)	mm	□ (14.3*4) *7	
		管 台 外 径 (管 側 出 口)	mm	165.2*4, *7	
		管 台 厚 さ (管 側 出 口)	mm	□ (14.3*4) *7	
	胴 側	胴 フ ラ ン ジ 厚 さ	mm	179.0*7 (179.0*2, *4, *9)	
		胴 内 径*10	mm	600*4	
		胴 板 厚 さ*11	mm	□ *7 (12.0*4)	
		鏡 板 厚 さ*12	mm	□ *7 (12.0*4)	
		鏡 板 の 形 状 に 係 る 寸 法	mm	600*4, *7 (鏡板の内面における長径) 150*4, *7 (鏡板の内面における短径の2分の1)	
		管 台 外 径 (胴 側 入 口)	mm	216.3*4, *7	
		管 台 厚 さ (胴 側 入 口)	mm	□ (8.2*4) *7	
管 側	管 台 外 径 (胴 側 出 口)	mm	216.3*4, *7		
	管 台 厚 さ (胴 側 出 口)	mm	□ (8.2*4) *7		
管 板 厚 さ		mm	□ *7 (110.0*4, *9)		
伝 熱 管 外 径		mm	□ *4		
伝 熱 管 厚 さ		mm	□ *7 (□ *4)		
全 長		mm	5487*4		

変更なし

				変更前	変更後	
材 料	管側	胴	板	—	SFVC2B	変更 なし
		平	板	—	SFVC2B	
		胴	フ ラ ン ジ	—	SFVC2B* ²	
	胴側	胴	板	—	SGV42	
		鏡	板	—	SGV42	
	管	板	—	SFVC2B		
	伝	熱	管	—	SUS316LTB	
	個		数	—	2	

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「(2) 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器」と記載。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：SI 単位に換算したものである。

*4：公称値を示す。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室内径」と記載。

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室胴部厚さ」と記載。

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成5年8月19日付け5資庁第8684号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-2「原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器の強度計算書」による。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「水室平板厚さ」と記載。

*9：ステンレス鋼クラッドを含まない厚さである。

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体内径」と記載。

*11：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴体厚さ」と記載。

*12：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴部鏡板厚さ」と記載。

(5) 主要弁の名称, 種類, 最高使用圧力, 最高使用温度, 主要寸法, 材料, 駆動方法, 個数及び取付箇所

			変更前	変更後			
名		称*1	G31-F002*2	変更なし			
種	類	—	止め弁				
最	高	使用圧力	MPa		8.62*3		
最	高	使用温度	℃		302*3		
主要寸法	呼	び	径		—*4	200A*5	
	弁	箱	厚		さ	mm	<input type="text"/> 以上*3
	弁	ふ	た		厚	さ	mm
材	弁	箱	—		SCPH2		
	弁	ふ	た		—	SCPH2	
	弁	体	—		SCPH2*3		
駆		動	方		法	—	電気作動
個		数	—		1		
取付箇所	系	統	名		—	原子炉冷却材浄化系*3	
	設	置	床		—	原子炉格納容器 T. M. S. L. 12300mm	
	溢水防護上の区画番号		—				
	溢水防護上の配慮が必要な高さ		—				

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F002」と記載。記載内容は, 設計図書による。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は, 設計図書による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「200」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器内」と記載。記載内容は, 設計図書による。

			変更前	変更後			
名		称 ^{*1}	G31-F003 ^{*2}	変更なし			
種	類	—	止め弁				
最	高	使	用				
圧	力	MPa	8.83 ^{*3}				
最	高	使	用				
温	度	℃	302 ^{*3}				
主	呼	び	径		— ^{*4}	200A ^{*5}	
	弁	箱	厚		さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}
	弁	ふ	た		厚	さ	mm
材	弁	箱	—		SCPH2		
	弁	ふ	た		—	SCPH2	
	弁	体	—		SCPH2 ^{*3}		
駆		動	方		法	—	電気作動
個		数	—		1		
取	系	統	名	—	原子炉冷却材浄化系 ^{*3}		
	設	置	床	—	原子炉建屋 ^{*6} T. M. S. L. 12300mm		
簡	溢水防護上の区画番号		—	—	R-1F-11		
	溢水防護上の配慮が必要な高さ		—	—	EL2.75m以上		

注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。

*2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F003」と記載。記載内容は、設計図書による。

*3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。

*5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「200」と記載。

*6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変更前	変更後						
名		称 ^{*1}	G31-F017 ^{*2}	変更なし						
種	類	—	止め弁							
最	高	使	用							
圧	力	MPa	10.20 ^{*3}							
最	高	使	用							
温	度	℃	302 ^{*3}							
主	呼	び	径		— ^{*4}	150A ^{*5}				
	弁	箱	厚		さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}			
	弁	ふ	た		厚	さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}		
材	弁	箱	—		SCPH2					
	弁	ふ	た		—	SCPH2				
	弁	体	—		S25C ^{*3}					
駆	動	方	法		—	電気作動				
個	数	—	1							
取	系	統	名		—	原子炉冷却材浄化系 ^{*3}				
	付	設	置	床	—	原子炉建屋 ^{*6} T. M. S. L. 12300mm				
					—	—				
	溢	水	防	護	上	の	区	画	番	号
所	配	慮	が	必	要	な	高	さ	—	

- 注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。
- *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F017」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。
- *5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「150」と記載。
- *6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器外」と記載。記載内容は、設計図書による。

			変更前	変更後			
名		称 ^{*1}	G31-F018 ^{*2}	変更なし			
種	類	—	逆止め弁				
最	高	使用	圧		力	MPa	8.62 ^{*3}
最	高	使用	温		度	℃	302 ^{*3}
主	呼	び	径		— ^{*4}	150A ^{*5}	
	弁	箱	厚		さ	mm	<input type="text"/> 以上 ^{*3}
	弁	ふ	た		厚	さ	mm
材	弁	箱	—		SCPH2		
	弁	ふ	た		—	S25C	
	弁	体	—		S25C ^{*3}		
駆		動	方		法	—	—
個		数	—		1		
取	系	統	名		—	原子炉冷却材浄化系 ^{*3}	
	付	設	置		床	—	原子炉格納容器 ^{*6} T. M. S. L. 23500mm
		溢水防護上の区画番号			—	—	
	所	溢水防護上の配慮が必要な高さ		—			

- 注記*1 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「名称又は弁番号」と記載。
- *2 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「F018」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *3 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。
- *4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(呼び径 A)」と記載。
- *5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「150」と記載。
- *6 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉格納容器内」と記載。記載内容は、設計図書による。

(6) 主配管の名称, 最高使用圧力, 最高使用温度, 外径, 厚さ及び材料

変更前						変更後					
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
原子炉冷却材浄化系	*1 残留熱除去系(B)原子炉冷却材浄化系配管分岐部 ～ G31-F003 入口合流部	8.62*2	302	355.6*3	23.8*3	STS410*4	原子炉冷却材浄化系	変更なし			
	*1 G31-F003 入口合流部 ～ G31-F003	8.62*2	302	355.6*3	23.8*3	STS410*4					
				355.6*3 /216.3	27.8*3 /18.2	STS410*4					
				216.3*3	15.1*3	STS410*4					
	*1 G31-F003 ～ 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	8.83*2	302	216.3*3	18.2*3	STS410*4					
	*5 原子炉压力容器 ～ G31-F003 入口合流部	8.62*2	302	76.3*3, *6	9.5*3, *6	STS410*4, *6					
				76.3*3	9.5*3	STS410*4					
				76.3*3 /76.3 /—	9.5*3 /9.5 /—	STS410*4					
				76.3*3	□*7(9.5*3)	SFVC2B					
				105.3*3	□*7 (24.0*3)	SFVC2B					
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器連絡管(管側)	8.83*2	302	216.3*3	18.2*3	STS42					
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 ～ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	8.83*2	302	216.3*3	18.2*3	STS410*4					
				165.2*3	14.3*3	STS410*4					
165.2*3				14.3*3	STS42						
原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器連絡管	8.83*2	302	165.2*3	14.3*3	STS42						

変更前						変更後					
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 ～ 原子炉冷却材浄化系ポンプ	8.83 ^{*2}	66	165.2 ^{*3}	14.3 ^{*3}	STS410 ^{*4}	原子炉冷却材浄化系	変更なし			
				165.2 ^{*3}	14.3 ^{*3}	STS42					
				216.3 ^{*3}	18.2 ^{*3}	STS410 ^{*4}					
	原子炉冷却材浄化系ポンプ ～ 原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	10.20 ^{*2}	66	165.2 ^{*3}	14.3 ^{*3}	STS42					
				165.2 ^{*3}	14.3 ^{*3}	STS410 ^{*4}					
				216.3 ^{*3}	18.2 ^{*3}	STS410 ^{*4}					
	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器 ～ 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	10.20 ^{*2}	66	139.8 ^{*3}	12.7 ^{*3}	STS410 ^{*4}					
				216.3 ^{*3}	18.2 ^{*3}	STS410 ^{*4}					
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器連絡管（胴側）	10.20 ^{*2}	302	216.3 ^{*3}	18.2 ^{*3}	STS42					
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 ^{*8} ～ 原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部	10.20 ^{*2}	302	216.3 ^{*3}	18.2 ^{*3}	STS410 ^{*4}					
原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部 ^{*8} ～ G31-F015	10.20 ^{*2}	302	216.3 ^{*3}	18.2 ^{*3}	STS410 ^{*4}						
原子炉冷却材浄化系復水給水系配管分岐部 ^{*9} ～ G31-F017	10.20	302	165.2 ^{*3, *10}	14.3 ^{*3, *11}	STS410						
G31-F017 ^{*9} ～ 原子炉压力容器	8.62	302	165.2 ^{*3, *10}	14.3 ^{*3, *11}	STS410						
			165.2 ^{*3, *6, *10}	14.3 ^{*3, *6, *11}	STS410 ^{*6}						

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「残留熱除去系から原子炉冷却材浄化系再生熱交換器まで」と記載。
 *2：SI単位に換算したものである。
 *3：公称値を示す。

- *4 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「STS42」と記載。記載内容は、設計図書による。
- *5 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉压力容器から再生熱交換器入口配管まで」と記載。
- *6 : エルボを示す。
- *7 : 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成4年3月27日付け3資庁第13033号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-4-1「管の基本板厚計算書」による。
- *8 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉冷却材浄化系再生熱交換器から復水給水系まで」と記載。
- *9 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「再生熱交換器出口配管から原子炉压力容器」と記載。
- *10 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「(165.2)」と記載。
- *11 : 記載の適正化を行う。既工事計画書には「12.6(14.3)」と記載。

11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>
<p>第1章 共通項目 1. 地盤等</p>	<p>第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤 設計基準対象施設のうち，地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物，津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。），浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。），敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物並びに屋外重要土木構造物について，若しくは，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）については，自重や運転時の荷重等に加え，その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（設置（変更）許可を受けた基準地震動S_s（以下「基準地震動S_s」という。）による地震力が作用した場合においても，接地圧に対する</p>

変更前	変更後
	<p>十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>また、上記に加え、基準地震動S_sによる地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>ここで、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物については、自重や運転時の荷重等に加え、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じた、Sクラス、Bクラス又はCクラスの分類（以下「耐震重要度分類」という。）の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）については、自重や運転時の荷重等に加え、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>ここで、その他の土木構造物とは、屋外重要土木構造物を除いた</p>

変更前	変更後
	<p>土木構造物をいう。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）の建物・構築物及び土木構造物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転</p>

変更前	変更後
	<p>時の荷重等と基準地震動 S_s による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p>また、上記の設計基準対象施設にあっては、自重や運転時の荷重等と設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動 S_d（以下「弾性設計用地震動 S_d」という。）による地震力又は静的地震力との組合せにより算定される接地圧について、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と基準地震動 S_s による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Bクラス及びCクラスの施設の地盤、若しくは、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と、静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又はBクラスの施設の機能を代替</p>

変更前	変更後
<p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する。</p>	<p>する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの) との組合せにより算定される接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止 変更なし</p>
<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可を受けた基準地震動 S_s（以下「基準地震動 S_s」という。)) による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p>	<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（基準地震動 S_s）による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損な</p>

変更前	変更後
<p>b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「耐震重要度分類」という。）し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p>	<p>われるおそれがない設計とする。</p> <p>b. 設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設、常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止</p>

変更前	変更後
<p>c. 建物・構築物とは、建物，構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また，屋外重要土木構造物とは，耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能，若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物を，その他の土木構造物とは，屋外重要土木構造物を除いた土木構造物をいう。</p>	<p>設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については，基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は，当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については，基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。</p> <p>なお，特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</p> <p>c. 建物・構築物とは，建物，構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p>

変更前	変更後
<p>d. Sクラスの施設は、基準地震動S_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。</p> <p>また、設置(変更)許可を受けた弾性設計用地震動S_d（以下「弾性設計用地震動S_d」という。）による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が</p>	<p>d. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）は、基準地震動S_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。機器・配管系については、応答が</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="342 304 943 336">全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p data-bbox="315 1366 1081 1441">e. Sクラスの施設について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとす</p>	<p data-bbox="1249 304 1850 336">全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p data-bbox="1249 355 1989 671">常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は，基準地震動S_sによる地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1249 691 1989 863">建物・構築物については，構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し，建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1249 882 1989 1342">機器・配管系については，その施設に要求される機能を保持する設計とし，塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさない，また，動的機器等については，基準地震動S_sによる応答に対して，その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお，動的機能が要求される機器については，当該機器の構造，動作原理等を考慮した評価を行い，既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p data-bbox="1223 1366 1989 1441">e. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）について，静的地震力は，水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>f. 屋外重要土木構造物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p>	<p>の組合せで作用するものとする。</p> <p>また、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>f. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動S_sによる地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事</p>

変更前	変更後
<p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものとする。当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>h. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又</p>

変更前	変更後
	<p>は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は、それら以外の発電所内及びその周辺にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.2 多様性、位置的分散等」に基づく設計とする。</p> <p>j. 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 耐震重要施設については、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、地盤変状が生じた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>1. Sクラスの施設及びその間接支持構造物等並びに常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計</p>

変更前	変更後
<p>(2) 耐震重要度分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接</p>	<p>基準拡張) が設置される重大事故等対処施設等は、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である 1/2000 を上回る場合、傾斜に対する影響を地震力に考慮する。</p> <p>m. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。</p> <p>弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>基準地震動 S_s による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>n. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設（当該施設が機能を維持するために必要な施設等を含む。）のうち、耐震設計等に基準地震動 S_s を用いる施設等は、周期 1.7 秒以上に鉛直方向の固有周期を有しない設計とする。</p> <p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接</p>

変更前	変更後
<p>関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設，これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し，放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設であって，その影響が大きいものであり，次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に，その外部放散を抑制するための施設であり，上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 	<p>関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設，これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し，放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設，並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって，その影響が大きいものであり，次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に，その外部放散を抑制するための施設であり，上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・津波防護施設及び浸水防止設備 ・津波監視設備

変更前	変更後
<p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設 <p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p>	<p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設 <p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p>

変更前	変更後
<p>上記に基づくクラス別施設を第 2. 1. 1 表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p>	<p>上記に基づくクラス別施設を第 2. 1. 1 表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の設備分類に応じて設計する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>イ. 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、イ. 以外のもの</p>

変更前	変更後
<p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p>	<p>(b) 常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(c) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張） 設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する(a)以外の常設のもの</p> <p>(d) 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張） 設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する(b)以外の常設のもの</p> <p>(e) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 2.1.2 表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p>

変更前	変更後
<p>a. 静的地震力</p> <p>設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種</p>	<p>a. 静的地震力</p> <p>設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、それぞれ適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種</p>

変更前	変更後
<p>類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>ただし、土木建造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p>	<p>類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>ただし、土木建造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数C_0等の割増し係数</p>

変更前	変更後
<p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p>	<p>の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止</p>

変更前	変更後
	<p>設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスで共振のおそれのある施設については、共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析、加振試験等を実施する。</p> <p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定する。</p> <p>動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せについては、水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次</p>

変更前	変更後
<p>(a) 入力地震動</p> <p>入力地震動の評価においては、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮するため、解放基盤表面は、地盤調査の結果から、S波速度が0.7km/s以上であるT.M.S.L.-155m(6号機及び7号機)、T.M.S.L.-134m(5号機)としている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dを基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮した上で、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震重要度分類がBクラスの建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものを用いる。</p>	<p>元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>入力地震動の評価においては、解放基盤表面以浅の影響を適切に考慮するため、解放基盤表面は、地盤調査の結果から、S波速度が0.7km/s以上であるT.M.S.L.-155m(6号機及び7号機)、T.M.S.L.-134m(5号機)としている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dを基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮した上で、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震重要度分類がBクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震重要度分類がBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備又は当該設備が属する耐震重要度分類</p>

変更前	変更後
<p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、</p>	<p>がBクラスの常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。なお、建物の補助壁を耐震壁として考慮するに当たっては、耐震壁としての適用性を確認した上で、適切な解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、</p>

変更前	変更後
<p>基礎版の平面形状，基礎側面と地盤の接触状況，地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は，原則として，弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は，振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p>	<p>基礎版の平面形状，基礎側面と地盤の接触状況，地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は，原則として，弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は，振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する応答解析において，主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には，実験等の結果に基づき，該当する建物部分の構造特性に応じて，その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>また，Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において，施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には，その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p>

変更前	変更後
	<p>地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>なお、コンクリートの実強度を考慮して鉄筋コンクリート造耐震壁の剛性を設定する場合は、建物・構築物ごとの建設時の試験データ等の代表性、保守性を確認した上で適用する。</p> <p>また、材料のばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響として考慮すべき要因を選定した上で、選定された要因を考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>建物・構築物の動的解析にて、地震時の地盤の有効応力の変化に応じた影響を考慮する場合は、有効応力解析を実施する。</p> <p>有効応力解析の実施に当たっては、液状化、サイクリックモビリティ等を示す土層については、敷地の中で当該土層の分布範囲等を踏まえた上で、ばらつき及び不確実性を考慮して液状化強度特性を設定する。また、建物・構築物及び機器・配管系への応答加速度に対する保守的な配慮として、地盤の非液状化の影響を考慮する場合は、原地盤において非液状化の条件を仮定した解析を実施する。</p> <p>原子炉建屋及びタービン建屋については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び</p>

変更前	変更後
<p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。なお、原子炉本体基礎の構造強度は、鋼板のみで地震力</p>	<p>それによる機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>地震力については、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。ここで、原子炉本体基礎については、鋼板とコンクリー</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="423 304 689 336">に耐える設計とする。</p> <p data-bbox="423 738 1081 962">機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p data-bbox="423 978 1081 1153">配管系の解析に当たっては、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p>	<p data-bbox="1330 304 1989 722">トの複合構造物として、より現実に近い適正な地震応答解析を実施する観点から、コンクリートの剛性変化を適切に考慮した復元力特性を設定する。復元力特性の設定に当たっては、既往の知見や実物の原子炉本体基礎を模擬した試験体による加力試験結果を踏まえて、妥当性、適用性を確認するとともに、設定における不確実性や保守性を考慮し、機器・配管系の設計用地震力を設定する。なお、原子炉本体基礎の構造強度は、鋼板のみで地震力に耐える設計とする。</p> <p data-bbox="1330 738 1989 962">機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p data-bbox="1330 978 1989 1153">配管系の解析に当たっては、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p data-bbox="1330 1169 1989 1441">スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮し、スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した床応答曲線を用いる。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点</p>

変更前	変更後
<p>また、設備の3次元的な広がりや踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用いる。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p>	<p>又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性等のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりや踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。また、地盤と屋外重要土木構築物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構築物としての特徴、同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</p>

変更前	変更後
<p>(4) 荷重の組合せと許容限界 耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。 なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従い行う。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態 地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ハ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の下自然条件下におかれている状態 ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件(積雪)</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界 耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。 なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従い行う。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態 地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ハ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.～ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態 発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の下自然条件下におかれている状態 ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件(積雪)</p> <p>ニ. 重大事故等時の状態</p>

変更前	変更後
<p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態 発電用原子炉の起動, 停止, 出力運転, 高温待機, 燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって, 当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な</p>	<p>発電用原子炉施設が, 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で, 重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の状態, 重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態 発電用原子炉の起動, 停止, 出力運転, 高温待機, 燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって, 当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な</p>

変更前	変更後
<p>状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ニ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件(積雪)</p> <p>b. 荷重の種類 (a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重, すなわち固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p>	<p>状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ニ. 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件(積雪)</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>b. 荷重の種類 (a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重, 重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重, すなわち固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p>

変更前	変更後
<p>ニ. 地震力, 積雪荷重</p> <p>ただし, 運転時の状態, 設計基準事故時の状態での荷重には, 機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし, 地震力には, 地震時土圧, 機器・配管系からの反力, スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重 ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重 ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重 ニ. 地震力, 積雪荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ 地震と組み合わせる荷重については, 以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p>	<p>ニ. 地震力, 積雪荷重 ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ただし, 運転時の状態, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には, 機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし, 地震力には, 地震時土圧, 機器・配管系からの反力, スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ.～ニ.の荷重, 重大事故等対処施設については以下のイ.～ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重 ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重 ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重 ニ. 地震力, 積雪荷重 ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>c. 荷重の組合せ 地震と組み合わせる荷重については, 「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している積雪による荷重を考慮し, 以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のものを除く。)</p>

変更前	変更後
<p>イ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）の状態施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力とを組み合わせる。*</p>	<p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時（通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時）の状態施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力とを組み合わせる。*</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によ</p>

変更前	変更後
	<p>て引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p> <p>ニ. 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) (当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの) 又は常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張) が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については, 常時作用している荷重, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち, 地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は, その事故事象の発生確率, 継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ, 適切な地震力 (基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力) と組み合わせる。</p> <p>この組合せについては, 事故事象の発生確率, 継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し, 工学的, 総合的に勘案の上設定する。なお, 継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ, 原子炉格納容器バウンダリを構成する施設 (原子炉格納容器内の圧力, 温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。) については, いったん事故が発生した場合, 長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ, その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせる。な</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="353 786 1081 959">ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="398 1171 1081 1343">注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="331 1412 566 1437">(b) 機器・配管系</p>	<p data-bbox="1301 304 1989 619">お、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高压代替注水系又は低压代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。</p> <p data-bbox="1301 643 1989 767">また、その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="1263 786 1989 1150">ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="1301 1171 1989 1343">注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="1234 1412 1816 1437">(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p>

変更前	変更後
<p>イ. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p>	<p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれがある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重として扱う。</p>

変更前	変更後
<p>ニ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。*</p>	<p>ニ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。*</p> <p>ホ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案の上設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d</p>

変更前	変更後
	<p>による地震力) との組合せについては、以下を基本方針とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせる。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせる。なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから荷重条件として考慮しない。</p> <p>その他の施設については、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S</p>

変更前	変更後
<p>へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）」を踏まえ、異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。</p>	<p>sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ト. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力を組み合わせる。</p> <p>注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する設備については、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）」を踏まえ、異常時圧力及び異常時配管荷重の最大値と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築</p>

変更前	変更後
<p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p>	<p>物</p> <p>イ. 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>上記イ.及びロ.については、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動S_sによる地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b. 荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p>

変更前	変更後
<p>(a) 建物・構築物</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S_sによる地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p>	<p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S_sによる地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設</p>

変更前	変更後
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（ト. 及びリ. に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物（ト. 及びリ. に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（ロ）を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物が、変形等に対して、そ</p>	<p>備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（チ. に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（ロ）による許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力との組合せに対する許容限界は上記イ.（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（ト. 及びリ. に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（ト., 及びリ. に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（ロ）を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支</p>

変更前	変更後
<p>の支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト. 及びリ. に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ヘ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものと</p>	<p>持する建物・構築物が、変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト., チ. 及びリ. に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ヘ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものと</p>

変更前	変更後
<p>する。</p> <p>ト. 屋外重要土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材のうち、鉄筋コンクリートの曲げについては、限界層間変形角、曲げ耐力又は圧縮縁コンクリート限界ひずみに対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、せん断耐力に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。構造部材のうち、鋼管の曲げについては、終局曲率に対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、終局せん断強度に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。ただし、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。なお、それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p>	<p>する。</p> <p>ト. 屋外重要土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界 構造部材のうち、鉄筋コンクリートの曲げについては、限界層間変形角、曲げ耐力又は圧縮縁コンクリート限界ひずみに対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、せん断耐力に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。構造部材のうち、鋼管の曲げについては、終局曲率に対して十分な安全余裕を持たせることとし、せん断については、終局せん断強度に対して適切な安全余裕を持たせることを基本とする。ただし、構造部材の曲げ、せん断に対する上記の許容限界に代わり、許容応力度を適用することで、安全余裕を考慮する場合もある。なお、それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>チ. 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和</p>

変更前	変更後
<p>リ. その他の土木構造物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用す</p>	<p>設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>上記ト.(ロ)による許容限界とする。</p> <p>リ. その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用す</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電気的機能が要求される機器については、基準地震動 S_s による応答に対して、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p>	<p>る。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電気的機能が要求される機器については、基準地震動 S_s による応答に対して、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S_d と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ.(イ)に示す許容限界を適用す</p>

変更前	変更後
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S_s に対して、主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）は弾性設計用地震動 S_d に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p>	<p>る。</p> <p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S_s に対して、主蒸気系（外側主蒸気隔離弁より主塞止弁まで）は弾性設計用地震動 S_d に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ヘ. 燃料被覆管</p>

変更前	変更後
	<p>炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。浸水防止設備及び津波監視設備については、その設</p>

変更前	変更後
	<p>備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p>(5) 設計における留意事項</p> <p>a. 波及的影響</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は，下位クラス施設の波及的影響によって，それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>波及的影響については，耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお，地震動又は地震力の選定に当たっては，施設の配置状況，使用時間等を踏まえて適切に設定する。また，波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設，設備を選定し評価する。この設計における評価に当たっては，敷地全体及びその周辺を俯瞰した調査・検討等を行う。</p> <p>ここで，下位クラス施設とは，上位クラス施設の周辺にある上位クラス施設以外の施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため，保安規</p>

変更前	変更後
	<p>定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p>耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項から検討を行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合には、これを追加する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項について「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p> <p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>ロ. 相対変位</p>

変更前	変更後
	<p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して，下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(b) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して，耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(c) 建屋内における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して，建屋内の下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(d) 建屋外における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して，建屋外の下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>b. 建屋への地下水の影響</p> <p>建屋の耐震性を確保するため，建屋周囲の地下水を排水</p>

変更前	変更後
	<p>できるよう 6 号機地下水排水設備 (サブドレンポンプ (容量 45m³/h/個, 揚程 45m, 原動機出力 15kW/個, 個数 4), 水位検出器 (個数 10, 検出範囲サブドレンピット底面より +230mm ~ +1000mm), 排水配管等) (浸水防護施設の設備で兼用 (以下同じ。)) を設置し, 5 号機地下水排水設備 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 5 号機に設置」 (以下同じ。)) (サブドレンポンプ (容量 45m³/h/個, 揚程 45m, 原動機出力 15kW/個, 個数 4), 水位検出器 (個数 10, 検出範囲サブドレンピット底面より +230mm ~ +1000mm), 排水配管等) を設置する。なお, 7 号機地下水排水設備 (浸水防護施設の設備で兼用) の一部 (サブドレンピット, 集水管, サブドレン管) を 6 号機共用設備として設置する。また, 基準地震動 S_s による地震力に対して, 必要な機能が保持できる設計とする。</p> <p>6 号機地下水排水設備については, 非常用ディーゼル発電設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とし, 5 号機地下水排水設備については, 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>なお, 地下水排水設備の影響範囲はその機能を考慮した地下水位を設定し, 水圧の影響を考慮する。</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (「7 号機設備, 6, 7 号機共用, 5 号機に設置」 (以下同じ。)) は, 5 号機原子炉建屋内緊急</p>

変更前	変更後
	<p>時対策所（対策本部・高気密室）（「7号機設備，6，7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（「7号機設備，6，7号機共用，5号機に設置」（以下同じ。））から構成される。5号機原子炉建屋内緊急時対策所については，基準地震動S_sによる地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）を設置する5号機原子炉建屋については，耐震構造とし，基準地震動S_sによる地震力に対して，遮蔽性能を確保する。また，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）は居住性を確保するため，基準地震動S_sによる地震力に対して，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。</p> <p>また，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を設置する5号機原子炉建屋及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）内に設置する室内遮蔽については，基準地震動S_sによる地震力に対して，遮蔽性能を確保する。また，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は居住性を確保するため，基準地震動S_sによる地震力に対して，5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。</p> <p>なお，地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については，「(3) 地震力の算定方法」及び「(4) 荷重の組合せ</p>

変更前	変更後
	<p>と許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>上位クラス施設については、基準地震動S_sによる地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p>

変更前

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (1/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 直接支持構造物, 間接支持構造物. It details seismic classification criteria for various equipment and structures before a change.

変更後

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (1/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 直接支持構造物, 間接支持構造物. It details seismic classification criteria for various equipment and structures after a change.

3-1-1-55

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (2/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 直接支持構造物, 間接支持構造物. It details seismic classification criteria for various equipment and structures in the second part of the 'Before Change' section.

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類 に対するクラス別施設 (2/5)

Table with 5 columns: 耐震重要度分類, 機能別分類, 主要設備, 補助設備, 直接支持構造物, 間接支持構造物. It details seismic classification criteria for various equipment and structures in the second part of the 'After Change' section.

変更前

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (3/5)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動**
Bクラス	(I) 原子炉冷却材圧力バランサに直接接続されている、一次冷却系を内蔵しているが又は内蔵し得る施設	・主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁からタービン主蒸気止めの弁まで）	B**	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 （原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁よりタービン主蒸気止めの弁までの配管・弁を支配する部分）	B S d S d
		・主蒸気系及び安全弁排気管	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋	S*
		・主蒸気系及び給水系 ・原子炉冷却材浄化系	B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋	S* S*
(II) 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その内蔵により公衆に与える放射線の影響が「周辺監視区域」外における年間線量限度に比し十分小さいものは除く）	・放射性廃棄物貯蔵施設	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・廃炉建屋 ・5号機原子炉建屋	S* S* S* S* S*	
	・高気圧タービン、部分分離加熱器、復水器、給水加熱器で、その内蔵により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・タービン・ボイスタル ・廃棄物処理建屋	S* S* S* S*	
	・放射線遮蔽効果の大きい遮蔽 ・放射線駆動水圧系（放射性流体を内蔵する部分、ただし、システム機能に關するものを除く） ・原子炉建屋クレーン ・燃焼制御建屋 ・新燃料貯蔵ラック	B B B B B	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・コントロール建屋	S* S* S* S*	
(IV) 使用済燃料を冷却するための施設	・燃料プール冷却浄化系	B	—	—	・原子炉建屋冷却系 ・電気計装設備	B B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・コントロール建屋	S* S* S*	
	—	—	—	—	—	—	—	—	
(V) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放出を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (4/5)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動**
Cクラス	(I) 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	・冷却材再循環流量制御装置 ・制御棒駆動系（Sクラス及びBクラスに属さない部分）	C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋	S c S c S c
		・新燃料採取系 ・タービン・ドレン系 ・洗滌排水系 ・固体廃棄物貯蔵施設 ・凝縮排水系（凝縮体廃棄物処理設備を除く） ・新燃料貯蔵庫 ・使用済燃料輸送容器保管施設	C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・タービン建屋 ・当施設的支持構造物 ・コントロール建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋	S c S c S c S c S c S c S c
(II) 放射線安全に關係しない施設等	・前降水系 ・タービン・ドレン冷却系 ・雨水系 ・排水系 ・開閉所、発電機、変圧器 ・電気空調系（Sクラスの電気空調系以外のもの） ・タービン建屋クレーン ・圧縮空気系 ・その他	C C C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・タービン建屋 ・補助ボイラ ・雨水系 ・開閉所、発電機、変圧器 ・電気空調系 （Sクラスの電気空調系以外のもの） ・タービン建屋クレーン ・圧縮空気系 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策用	S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c	
	—	—	—	—	—	—	—	—	

変更後

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (3/5)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動**
Bクラス	(I) 原子炉冷却材圧力バランサに直接接続されている、一次冷却系を内蔵しているが又は内蔵し得る施設	・主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁からタービン主蒸気止めの弁まで）	B**	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 （原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁よりタービン主蒸気止めの弁までの配管・弁を支配する部分）	B S d S d
		・主蒸気系及び安全弁排気管	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋	S*
		・主蒸気系及び給水系 ・原子炉冷却材浄化系	B B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋	S* S*
(II) 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その内蔵により公衆に与える放射線の影響が「周辺監視区域」外における年間線量限度に比し十分小さいものは除く）	・放射性廃棄物貯蔵施設	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・廃棄物処理建屋 ・廃炉建屋 ・5号機原子炉建屋	S* S* S* S* S*	
	・高気圧タービン、部分分離加熱器、復水器、給水加熱器で、その内蔵により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	B	—	—	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・タービン・ボイスタル ・廃棄物処理建屋	S* S* S* S*	
	・放射線遮蔽効果の大きい遮蔽 ・放射線駆動水圧系（放射性流体を内蔵する部分、ただし、システム機能に關するものを除く） ・原子炉建屋クレーン ・燃焼制御建屋 ・新燃料貯蔵ラック	B B B B B	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・コントロール建屋	S* S* S* S* S*	
(IV) 使用済燃料を冷却するための施設	・燃料プール冷却浄化系	B	—	—	・原子炉建屋冷却系 ・電気計装設備	B B	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・コントロール建屋	S* S* S*	
	—	—	—	—	—	—	—	—	
(V) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放出を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	

第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類
に対するクラス別施設 (4/5)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備*		補助設備**		直接支持構造物**		間接支持構造物**	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動**
Cクラス	(I) 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス及びBクラスに属さない施設	・冷却材再循環流量制御装置 ・制御棒駆動系（Sクラス及びBクラスに属さない部分）	C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋	S c S c S c
		・新燃料採取系 ・タービン・ドレン系 ・洗滌排水系 ・固体廃棄物貯蔵施設 ・凝縮排水系（凝縮体廃棄物処理設備を除く） ・新燃料貯蔵庫 ・使用済燃料輸送容器保管施設	C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・タービン建屋 ・補助ボイラ ・雨水系 ・開閉所、発電機、変圧器 ・電気空調系 （Sクラスの電気空調系以外のもの） ・タービン建屋クレーン ・圧縮空気系 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策用	S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c
(II) 放射線安全に關係しない施設等	・前降水系 ・タービン・ドレン冷却系 ・雨水系 ・排水系 ・開閉所、発電機、変圧器 ・電気空調系（Sクラスの電気空調系以外のもの） ・タービン建屋クレーン ・圧縮空気系 ・その他	C C C C C C C C C	—	—	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・原子炉建屋 ・タービン建屋 ・タービン建屋 ・補助ボイラ ・雨水系 ・開閉所、発電機、変圧器 ・電気空調系 （Sクラスの電気空調系以外のもの） ・タービン建屋クレーン ・圧縮空気系 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策用	S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c S c	
	—	—	—	—	—	—	—	—	

変更前	変更後
<p style="text-align: center;">第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類 に対するクラス別施設(5/5)</p> <p>注記*1 : 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。</p> <p>*2 : 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。</p> <p>*3 : 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける構造物をいう。</p> <p>*4 : 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。</p> <p>*5 : S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力。 S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力。 S_B : 耐震 B クラス施設に適用される地震力。 S_C : 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。</p> <p>*6 : ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、S クラスに準ずる。</p> <p>*7 : 压力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性から S クラスに準ずる。</p> <p>*8 : B クラスではあるが、弾性設計用地震動 S_d に対し破損しないことの検討を行うものとする。</p> <p>*9 : 地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウェル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッションチェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、格納容器内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動 S_s に対してドライウェル内の主蒸気逃がし安全弁排気管が破損しないことを確認する。また、主蒸気逃がし安全弁排気管がサブプレッションチェンバ内の気相部で破損した場合、放出された蒸気は凝縮することが出来ないため、サブプレッションチェンバ内の主蒸気逃がし安全弁排気管を S クラスとして設計する。</p> <p>*10 : 使用済燃料輸送容器保管建屋の破損によって使用済燃料輸送容器に波及的破損を与えないよう設計するものとする。</p> <p>*11 : 原子炉本体基礎は、間接支持構造物の機能に加えてドライウェルとサブプレッションチェンバとの圧力境界となる機能を有する。</p>	<p style="text-align: center;">第 2.1.1 表 設計基準対象施設の耐震重要度分類 に対するクラス別施設(5/5)</p> <p>注記*1 : 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。</p> <p>*2 : 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。</p> <p>*3 : 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける構造物をいう。</p> <p>*4 : 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。</p> <p>*5 : S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力。 S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力。 S_B : 耐震 B クラス施設に適用される地震力。 S_C : 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。</p> <p>*6 : ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、S クラスに準ずる。</p> <p>*7 : 压力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性から S クラスに準ずる。</p> <p>*8 : B クラスではあるが、弾性設計用地震動 S_d に対し破損しないことの検討を行うものとする。</p> <p>*9 : 地震により主蒸気逃がし安全弁排気管が破損したとしても、ドライウェル内に放出された蒸気はベント管を通してサブプレッションチェンバのプール水中に導かれて凝縮するため、格納容器内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動 S_s に対してドライウェル内の主蒸気逃がし安全弁排気管が破損しないことを確認する。また、主蒸気逃がし安全弁排気管がサブプレッションチェンバ内の気相部で破損した場合、放出された蒸気は凝縮することが出来ないため、サブプレッションチェンバ内の主蒸気逃がし安全弁排気管を S クラスとして設計する。</p> <p>*10 : 使用済燃料輸送容器保管建屋の破損によって使用済燃料輸送容器に波及的破損を与えないよう設計するものとする。</p> <p>*11 : 原子炉本体基礎は、間接支持構造物の機能に加えてドライウェルとサブプレッションチェンバとの圧力境界となる機能を有する。</p>

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（1/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	1. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・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) [C] (2) 放射線管理施設 ・二次遮蔽壁[B] ・補助遮蔽[B] (3) 非常用取水設備 ・海水貯留堰 (7号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7号機共用) ・海水貯留堰 (重大事故等時のみ 6, 7号機共用) [C] ・スクリーン室 (7号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7号機共用) ・スクリーン室 (重大事故等時のみ 6, 7号機共用) [C] ・取水路 (7号機設備, 重大事故等時のみ 6, 7号機共用) ・取水路 (重大事故等時のみ 6, 7号機共用) [C]

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（2/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔S〕 ・キャスクピット（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔S〕 ・使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔S〕 ・燃料プール冷却浄化系熱交換器（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔B〕 ・燃料プール冷却浄化系ポンプ（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔B〕 ・スキマサージタンク（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔B〕 ・関連配管〔S, B〕 ・関連配管 <p>(2) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁〔S〕 ・ドレン移送ポンプ ・復水貯蔵槽〔B〕 ・高圧代替注水系ポンプ ・復水移送ポンプ〔B〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・ほう酸水注入系ポンプ〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連弁 ・関連配管〔S, B〕 ・関連配管

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（3/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	2. 常設耐震重要重大 事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(3) 計測制御系統施設 ・ ボロンカーバイド型制御棒[S] ・ 制御棒駆動機構[S] ・ 水圧制御ユニット[S] ・ ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・ 起動領域モニタ[S] ・ 出力領域モニタ[S] ・ 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） ・ 原子炉圧力[S] ・ 原子炉圧力（SA） ・ 原子炉水位（広帯域）[S] ・ 原子炉水位（燃料域）[S] ・ 原子炉水位（SA） ・ 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 ・ サプレッションチェンバ氣體温度 ・ サプレッションチェンババブル水温度 ・ 格納容器内水素濃度[S] ・ 格納容器内水素濃度（SA） ・ 復水貯蔵槽水位（SA） ・ サプレッションチェンババブル水位 ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉圧力高） ・ 代替制御棒挿入起動信号（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉圧力高） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(1)（原子炉水位低（レベル3）） ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号(2)（原子炉水位低（レベル2）） ・ 代替自動減圧起動信号（原子炉水位低（レベル1）） ・ 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ[S] ・ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・ 関連弁[S, C] ・ 関連配管[S, C] ・ 関連配管

変更前	変更後								
	<p>第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（4/14）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1144 344 1335 443">設備分類</th> <th data-bbox="1335 344 1525 443">定義</th> <th data-bbox="1525 344 1973 443">主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1144 443 1335 1449">2. 常設耐震重要重大事故防止設備</td> <td data-bbox="1335 443 1525 1449">常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</td> <td data-bbox="1525 443 1973 1449"> <p>(4)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・中央制御室遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）[S] ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 <p>(5)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・サプレッションチェンバ出入口[S] ・上部ドライウエル所用エアロック[S] ・下部ドライウエル所用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・真空破壊弁[S] ・ダイヤフラムフロア[S] ・ベント管[S] ・復水移送ポンプ[B] ・復水貯蔵槽[B] ・関連弁[S] ・関連配管[S, B] ・関連配管 </td> </tr> </tbody> </table>			設備分類	定義	主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(4)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・中央制御室遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）[S] ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 <p>(5)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・サプレッションチェンバ出入口[S] ・上部ドライウエル所用エアロック[S] ・下部ドライウエル所用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・真空破壊弁[S] ・ダイヤフラムフロア[S] ・ベント管[S] ・復水移送ポンプ[B] ・復水貯蔵槽[B] ・関連弁[S] ・関連配管[S, B] ・関連配管
設備分類	定義	主要設備 （[]内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）							
2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(4)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（7号機設備，6,7号機共用） ・中央制御室遮蔽（7号機設備，6,7号機共用）[S] ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 <p>(5)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・サプレッションチェンバ出入口[S] ・上部ドライウエル所用エアロック[S] ・下部ドライウエル所用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・真空破壊弁[S] ・ダイヤフラムフロア[S] ・ベント管[S] ・復水移送ポンプ[B] ・復水貯蔵槽[B] ・関連弁[S] ・関連配管[S, B] ・関連配管 							

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（5/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	2. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<p>(6) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第一ガスタービン発電機用ガスタービン（7号機設備，6,7号機共用） ・ 第一ガスタービン発電機用調速装置及び非常調速装置（7号機設備，6,7号機共用） ・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（7号機設備，6,7号機共用） ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（7号機設備，6,7号機共用） ・ 第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（7号機設備，6,7号機共用） ・ 軽油タンク（7号機設備，重大事故等時のみ6,7号機共用） ・ 軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・ 第一ガスタービン発電機（7号機設備，6,7号機共用） ・ 第一ガスタービン発電機用励磁装置（7号機設備，6,7号機共用） ・ 第一ガスタービン発電機用保護継電装置（7号機設備，6,7号機共用） ・ AM用直流125V充電器 ・ 直流125V蓄電池（6A）〔S〕 ・ 直流125V蓄電池（6A-2）〔S〕 ・ 直流125V蓄電池（6B）〔S〕 ・ AM用直流125V蓄電池 ・ 関連配管 <p>(7) 補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・ 軽油タンク（7号機設備，重大事故等時のみ6,7号機共用） ・ 関連配管

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（6/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(1)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔S〕 ・キャスクピット（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔S〕 ・使用済燃料貯蔵ラック（設計基準対象施設としてのみ1, 2, 5, 6号機共用）〔S〕 ・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）〔C〕 ・関連配管 <p>(2)原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ〔S〕 ・主蒸気逃がし安全弁〔S〕 ・復水貯蔵槽〔B〕 ・復水移送ポンプ〔B〕 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク〔S〕 ・原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・関連弁〔S〕 ・関連配管〔S, B〕 ・関連配管

変更前	変更後								
	<p>第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（7/14）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1137 344 1330 443">設備分類</th> <th data-bbox="1330 344 1520 443">定義</th> <th data-bbox="1520 344 1966 443">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1137 443 1330 1430">3. 常設重大事故緩和設備</td> <td data-bbox="1330 443 1520 1430">重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</td> <td data-bbox="1520 443 1966 1430"> (3) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・復水補給水系温度（代替循環冷却） ・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） ・原子炉圧力〔 S 〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔 S 〕 ・原子炉水位（燃料域）〔 S 〕 ・原子炉水位（SA） ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サブプレッションチェンバ氣體温度 ・サブプレッションチェンバブル水温度 ・格納容器内酸素濃度〔 S 〕 ・格納容器内水素濃度〔 S 〕 ・格納容器内水素濃度（SA） ・復水貯蔵槽水位（SA） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ・サブプレッションチェンバブル水位 ・格納容器下部水位 ・原子炉建屋水素濃度 </td> </tr> </tbody> </table>			設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(3) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・復水補給水系温度（代替循環冷却） ・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） ・原子炉圧力〔 S 〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔 S 〕 ・原子炉水位（燃料域）〔 S 〕 ・原子炉水位（SA） ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サブプレッションチェンバ氣體温度 ・サブプレッションチェンバブル水温度 ・格納容器内酸素濃度〔 S 〕 ・格納容器内水素濃度〔 S 〕 ・格納容器内水素濃度（SA） ・復水貯蔵槽水位（SA） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ・サブプレッションチェンバブル水位 ・格納容器下部水位 ・原子炉建屋水素濃度
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）							
3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(3) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・復水補給水系温度（代替循環冷却） ・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） ・原子炉圧力〔 S 〕 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（広帯域）〔 S 〕 ・原子炉水位（燃料域）〔 S 〕 ・原子炉水位（SA） ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サブプレッションチェンバ氣體温度 ・サブプレッションチェンバブル水温度 ・格納容器内酸素濃度〔 S 〕 ・格納容器内水素濃度〔 S 〕 ・格納容器内水素濃度（SA） ・復水貯蔵槽水位（SA） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ・サブプレッションチェンバブル水位 ・格納容器下部水位 ・原子炉建屋水素濃度 							

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（8/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(4)放射線管理施設 ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) [S] ・格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) [S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽 (7号機設備, 6,7号機共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽 (7号機設備, 6,7号機共用) ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽 (7号機設備, 6,7号機共用) ・中央制御室遮蔽 (7号機設備, 6,7号機共用) [S] ・中央制御室待避室遮蔽 (常設) (7号機設備, 6,7号機共用) ・二次遮蔽壁[B] ・補助遮蔽[B] ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 ・関連配管

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（9/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(5) 原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・上部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・下部ドライウエル機器搬入用ハッチ[S] ・サブプレッションチェンバ出入口[S] ・上部ドライウエル所員用エアロック[S] ・下部ドライウエル所員用エアロック[S] ・配管貫通部[S] ・電気配線貫通部[S] ・原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設）[S] ・原子炉建屋機器搬出入口[S] ・原子炉建屋エアロック[S] ・真空破壊弁[S] ・ダイヤフラムフロア[S] ・ベント管[S] ・復水移送ポンプ[B] ・復水貯蔵槽[B] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系ストレーナ[S] ・高圧代替注水系ポンプ ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・非常用ガス処理系乾燥装置[S] ・非常用ガス処理系排風機[S] ・非常用ガス処理系フィルタ装置[S] ・静的触媒式水素再結合器 ・ドレン移送ポンプ ・ドレンタンク ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側） ・ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側） ・関連弁[S] ・関連弁 ・関連配管[S, B] ・関連配管

変更前	変更後								
	<p>第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（10/14）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1135 347 1328 443">設備分類</th> <th data-bbox="1328 347 1518 443">定義</th> <th data-bbox="1518 347 1962 443">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1135 443 1328 1428">3. 常設重大事故緩和設備</td> <td data-bbox="1328 443 1518 1428">重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</td> <td data-bbox="1518 443 1962 1428"> (6)非常用電源設備 ・第一ガスタービン発電機用ガスタービン（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用调速装置及び非常调速装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料タンク（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（7号機設備, 6,7号機共用） ・軽油タンク（7号機設備, 重大事故等時のみ6,7号機共用） ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・第一ガスタービン発電機（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用励磁装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用保護継電装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・AM用直流125V充電器 ・直流125V蓄電池（6A）〔S〕 ・直流125V蓄電池（6A-2）〔S〕 ・直流125V蓄電池（6B）〔S〕 ・AM用直流125V蓄電池 ・関連配管 </td> </tr> </tbody> </table>			設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(6)非常用電源設備 ・第一ガスタービン発電機用ガスタービン（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用调速装置及び非常调速装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料タンク（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（7号機設備, 6,7号機共用） ・軽油タンク（7号機設備, 重大事故等時のみ6,7号機共用） ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・第一ガスタービン発電機（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用励磁装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用保護継電装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・AM用直流125V充電器 ・直流125V蓄電池（6A）〔S〕 ・直流125V蓄電池（6A-2）〔S〕 ・直流125V蓄電池（6B）〔S〕 ・AM用直流125V蓄電池 ・関連配管
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）							
3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(6)非常用電源設備 ・第一ガスタービン発電機用ガスタービン（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用调速装置及び非常调速装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料タンク（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用燃料小出し槽（7号機設備, 6,7号機共用） ・軽油タンク（7号機設備, 重大事故等時のみ6,7号機共用） ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・第一ガスタービン発電機（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用励磁装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・第一ガスタービン発電機用保護継電装置（7号機設備, 6,7号機共用） ・AM用直流125V充電器 ・直流125V蓄電池（6A）〔S〕 ・直流125V蓄電池（6A-2）〔S〕 ・直流125V蓄電池（6B）〔S〕 ・AM用直流125V蓄電池 ・関連配管							

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（11/14）		
	設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	(7) 補機駆動用燃料設備 ・軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・軽油タンク（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・関連配管 (8) 非常用取水設備 ・海水貯留堰（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用）〔C〕 ・海水貯留堰（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔C〕 ・スクリーン室（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・スクリーン室（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔C〕 ・取水路（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） ・取水路（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔C〕

変更前	変更後								
	<p>第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（12/14）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1144 341 1339 440">設備分類</th> <th data-bbox="1339 341 1529 440">定義</th> <th data-bbox="1529 341 1977 440">主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1144 440 1339 1431"> <p>4. 常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）</p> </td> <td data-bbox="1339 440 1529 1431"> <p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの</p> </td> <td data-bbox="1529 440 1977 1431"> <p>(1) 原子炉冷却系統施設 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, B〕</p> <p>(2) 計測制御系統施設 ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系系統流量〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量〔S〕 ・ 高圧炉心注水系系統流量〔S〕</p> <p>(3) 原子炉格納施設 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕</p> </td> </tr> </tbody> </table>			設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）	<p>4. 常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）</p>	<p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの</p>	<p>(1) 原子炉冷却系統施設 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, B〕</p> <p>(2) 計測制御系統施設 ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系系統流量〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量〔S〕 ・ 高圧炉心注水系系統流量〔S〕</p> <p>(3) 原子炉格納施設 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕</p>
設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）							
<p>4. 常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）</p>	<p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの</p>	<p>(1) 原子炉冷却系統施設 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ポンプ〔S〕 ・ 高圧炉心注水系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系ストレーナ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S, B〕</p> <p>(2) 計測制御系統施設 ・ 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度〔C〕 ・ 残留熱除去系系統流量〔S〕 ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量〔S〕 ・ 高圧炉心注水系系統流量〔S〕</p> <p>(3) 原子炉格納施設 ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕</p>							

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（13/14）		
設備分類	定義	主要設備 ([]内は, 設計基準対象施設を兼ねる設備の耐震重要度分類)	
4. 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	設計基準対象施設のうち, 重大事故等時に機能を期待する設備であって, 重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの。	(4) 非常用電源設備 ・ディーゼル機関[S] ・調速装置及び非常調速装置[S] ・機関付清水ポンプ[S] ・空気だめ[S] ・空気だめの安全弁[S] ・空気圧縮機[S] ・燃料ディタンク[S] ・燃料移送ポンプ[S] ・軽油タンク (重大事故等時のみ6,7号機共用)[S] ・発電機[S] ・励磁装置[S] ・保護継電装置[S] ・直流125V蓄電池 (6C, 6D) [S] ・関連配管[S] (5) 非常用取水設備 ・補機冷却用海水取水路[C] ・補機冷却用海水取水槽(A) [C] ・補機冷却用海水取水槽(B) [C] ・補機冷却用海水取水槽(C) [C]	

変更前	変更後		
	第 2.1.2 表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（14/14）		
	設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
	5. 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	<p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水ポンプ〔S〕 ・ 原子炉補機冷却水系サージタンク〔S〕 ・ 原子炉補機冷却海水系ストレーナ〔S〕 ・ 関連配管〔S〕 <p>(2) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系熱交換器〔S〕 ・ 残留熱除去系ポンプ〔S〕 ・ 残留熱除去系ストレーナ〔S〕 ・ 関連弁〔S〕 ・ 関連配管〔S〕 <p>(3) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル機関〔S〕 ・ 調速装置及び非常調速装置〔S〕 ・ 機関付清水ポンプ〔S〕 ・ 空気だめ〔S〕 ・ 空気だめの安全弁〔S〕 ・ 空気圧縮機〔S〕 ・ 燃料ディタンク〔S〕 ・ 燃料移送ポンプ〔S〕 ・ 軽油タンク（重大事故等時のみ6,7号機共用）〔S〕 ・ 発電機〔S〕 ・ 励磁装置〔S〕 ・ 保護継電装置〔S〕 ・ 直流125V蓄電池（6C,6D）〔S〕 ・ 関連配管〔S〕 <p>(4) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補機冷却用海水取水路〔C〕 ・ 補機冷却用海水取水槽(A)〔C〕 ・ 補機冷却用海水取水槽(B)〔C〕 ・ 補機冷却用海水取水槽(C)〔C〕

変更前	変更後
<p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設は、発電所敷地で想定される風（台風）、低温（凍結）、積雪及び落雷の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においてその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p>	<p>2.2 津波による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p> <p>地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については地震（年超過確率 10^{-2} 相当地震動）と積雪、基準地震動 S_s については積雪、基準津波については弾性設計用地震動 S_{d-1} と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。</p> <p>組み合わせる主荷重と従荷重の規模は、基本的には主荷重[設計基準規模]×従荷重[年超過確率 10^{-2} 規模]の組合せを想定する。</p> <p>従荷重として組み合わせる地震、積雪深の大きさはそれぞれ年超過確率 10^{-2} 相当地震動、柏崎市における1日当たりの積雪量の年超過確率 10^{-2} 規模の値 84.3cm とし、また、従荷重とは別に、ベース負荷として日最深積雪量の平均値に当たる積雪量 31.1cm を考</p>

変更前	変更後
<p>設計基準対象施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置その他、対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の可否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。設計及び工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の可否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p>	<p>慮する。</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置その他、対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の可否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。設計及び工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の可否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>なお、定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の可否を判断することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>航空機の墜落及び爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事</p>

変更前	変更後
	<p>象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。</p> <p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれることがないように、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p>2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されている安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。その上で、安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建屋を外部事象から防護する対象（以下</p>

変更前	変更後
<p>2.3.2 設計基準事故時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p>	<p>「外部事象防護対象施設」という。）とする。また、外部事象防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。さらに、重大事故等対処設備についても、重大事故防止設備が、設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料貯蔵プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と同時に必要な機能が損なわれることがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p>上記以外の設計基準対象施設については、外部からの衝撃に対して機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全性を損なわない設計とする。</p> <p>2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建屋内に設置すること、又は可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="241 1358 456 1385">2.3.3 設計方針</p> <p data-bbox="340 1401 1079 1428">以下に自然現象（地震及び津波を除く。）に係る設計方針を</p>	<p data-bbox="1218 304 1989 427">定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p> <p data-bbox="1218 448 1989 667">具体的には，建屋内に設置される外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備については，建屋によって自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を防止することにより，設計基準事故又は重大事故等が発生した場合でも，自然現象（地震及び津波を除く。）による影響を受けない設計とする。</p> <p data-bbox="1218 687 1989 906">屋外に設置されている外部事象防護対象施設については，設計基準事故が発生した場合でも，機器の運転圧力や温度等が変わらないため，設計基準事故時荷重が発生するものではなく，自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と重なることはない。</p> <p data-bbox="1218 927 1989 1145">屋外に設置される重大事故等対処設備について，竜巻に対しては位置的分散を考慮した配置とするなど，重大事故等が発生した場合でも，重大事故等時の荷重と自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃を同時に考慮する必要のない設計とする。</p> <p data-bbox="1218 1166 1989 1289">したがって，自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることのない設計とする。</p> <p data-bbox="1146 1358 1361 1385">2.3.3 設計方針</p> <p data-bbox="1245 1401 1989 1428">外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は，以下の</p>

変更前	変更後
<p>示す。</p> <p>(1) 自然現象</p>	<p>自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>人為事象のうち火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落による火災）及び有毒ガスの設計方針については「(2)a. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。</p> <p>なお，危険物を搭載した車両については，燃料輸送車両の火災・爆発として近隣工場等の火災・爆発及び有毒ガスの中で取り扱う。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>外部事象防護対象施設は竜巻防護に係る設計時に，設置（変更）許可を受けた最大風速 92m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し，外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう，それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し，外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は，影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また，重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。さらに，外部事象防護対象施設に機械的，機能的及び二次的な波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影</p>

変更前	変更後
	<p>響について考慮した設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価を行うことを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置(変更)許可を受けた設計飛来物である鋼製足場板(長さ 4m×幅 0.25m×奥行き 0.04m, 質量 14kg, 飛来時の水平速度 55m/s, 飛来時の鉛直速度 18m/s)及び足場パイプ(長さ 4m×幅 0.05m×奥行き 0.05m, 質量 11kg, 飛来時の水平速度 42m/s, 飛来時の鉛直速度 38m/s)よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備、資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し、固縛、固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔を実施すること、並びに車両については構内管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。さらに、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設</p>

変更前	変更後
	<p>定する。</p> <p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である足場パイプ及び鋼製足場板よりも大きな重大事故等対処設備、資機材等については、その保管場所、設置場所及び障害物の有無を考慮し、外部事象防護対象施設及び飛来物の衝突により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう防護措置として設置する施設（以下「防護対策施設」という。）に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、固縛、固定又は外部事象防護対象施設等からの離隔によって浮き上がり又は横滑りにより外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備、資機材等の固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること、並びに車両については構内管理及び退避を実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の外部事象防護対象施設（建屋を除く。）は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包</p>

変更前	変更後
	<p>する施設については、設計荷重に対する構造強度評価を実施し、内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、飛来物が、内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。</p> <p>飛来物が、内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し、その機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋内の外部事象防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建屋等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した</p>

変更前	変更後
	<p>配置とすることにより，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。また，飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物よりも大きな屋外の重大事故等対処設備は，その保管場所及び設置場所を考慮し，外部事象防護対象施設及び防護対策施設に衝突し，外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には，浮き上がり又は横滑りを拘束することにより，飛来物とならない設計とする。ただし，浮き上がり又は横滑りを拘束する車両等の重大事故等対処設備のうち，地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は，重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう，たるみを有する固縛で拘束する。なお，たるみを有する固縛のうち，設計竜巻の風圧力に対し機能維持が困難な固縛については，竜巻襲来のおそれがある場合に固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。</p> <p>たるみを巻き取る運用については，保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備は，竜巻による風圧力による荷重に対し，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう，重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とすることを基本とする。</p> <p>防護措置として設置する防護対策施設としては，竜巻防護ネット（防護ネット（硬鋼線材：線径φ4mm，網目寸</p>

変更前	変更後
	<p>法 83mm×130mm) 及び架構により構成する。), 竜巻防護フード (防護鋼板 (ステンレス鋼: 板厚 17mm 以上) 及び架構又は防護壁 (鉄筋コンクリート: 厚さ 21cm 以上) により構成する。), 竜巻防護扉 (ステンレス鋼: 板厚 17mm 以上) 及び竜巻防護鋼板 (防護鋼板 (炭素鋼: 板厚 17mm 以上又はステンレス鋼: 板厚 9mm 以上) 及び架構により構成する。) を設置し, 内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう, 外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。防護対策施設は, 地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また, 外部事象防護対象施設は, 設計荷重により, 機械的, 機能的及び二次的な波及的影響により機能を損なわない設計とする。外部事象防護対象施設に対して, 重大事故等対処設備を含めて機械的な影響を及ぼす可能性がある施設は, 設計荷重に対し, 当該施設の倒壊, 損壊等により外部事象防護対象施設に損傷を与えない設計とする。当該施設が機能喪失に陥った場合に外部事象防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は, 設計荷重に対し, 必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>二次的な波及的影響である竜巻随伴事象を考慮する施設は, 過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の</p>

変更前	変更後
	<p>配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、外部事象防護対象施設に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能な設計とする。</p> <p>b. 火山</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として設置(変更)許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。</p>

変更前	変更後
	<p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定 設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた、層厚 35cm、粒径 8.0mm 以下、密度 1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策 降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで必要な機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重 外部事象防護対象施設のうち、屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設、並びに防護措置として設置する防護対策施設については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる地震及び積雪の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう、当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保</p>

変更前	変更後
	<p>安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜除去することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設けることにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>ii. 換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む空気の流路となる非常用換気空調系については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，外気取入口にバグフィルタを設置することにより，フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし，さらに降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで，降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>非常用換気空調系以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系，電気系及び計測制御系の施設についても，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造，又は降下火砕物が侵入した場合でも，降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。</p> <p>なお，降下火砕物により閉塞しないよう，外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止，再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ハ) 摩耗</p> <p>i. 水循環系の内部における摩耗</p> <p>外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含</p>

変更前	変更後
	<p>む海水の流路となる施設の内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さいが、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、定期的な内部点検及び日常保守管理により、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、日常保守管理における点検及び必要に応じた補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(二) 腐食</p>

変更前	変更後
	<p>i. 建造物の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設のうち，屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設，並びに防護措置として設置する防護対策施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお，降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう，日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については，降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように，耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については，降下火砕物を適宜除去することにより，降下火砕物による腐食に対して，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>なお，降下火砕物により腐食の影響が生じないよう，屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管</p>

変更前	変更後
	<p>理する。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装等を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお，降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう，日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>iii. 換気系，電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む空気の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造とすること，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお，降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう，日常保守管理における点検，補修の</p>

変更前	変更後
	<p>実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>外部事象防護対象施設のうち，中央制御室換気空調系（「6,7号機共用」（以下同じ。））については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，バグフィルタを設置することにより，降下火砕物が中央制御室（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また，中央制御室換気空調系については，外気取入ダンパの閉止及び再循環運転を可能とすることにより，中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し，室内の居住性を確保する設計とする。</p> <p>なお，降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう，再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(へ) 絶縁低下</p> <p>外部事象防護対象施設のうち，空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，安全保護系盤の設置場所の換気空調系に</p>

変更前	変更後
<p>c. 風（台風）</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、防護する設計とする。</p>	<p>バグフィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。</p> <p>なお、中央制御室換気空調系については、降下火砕物による安全保護系盤の絶縁低下を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 間接的影響に対する設計方針</p> <p>降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電用原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの安全性を損なわないようにするために、7日間の電源供給が継続できるよう、非常用ディーゼル発電機の燃料を貯蔵するための軽油タンク（「重大事故等時のみ6,7号機共用」（以下同じ。)), 燃料を移送するための非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。</p> <p>c. 風（台風）</p> <p>外部事象防護対象施設は、設計基準風速による風荷重に対して、機械的強度を有することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設</p>

変更前	変更後
<p>d. 低温（凍結）</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器は，低温（凍結）に対して，最低気温を考慮し，屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて凍結防止対策を行う設計とする。</p>	<p>備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>d. 低温（凍結）</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準温度による低温（凍結）に対して，屋内設備については換気空調系により環境温度を維持し，屋外設備については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>e. 降水</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準降水量の降水による浸水に対して，設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路による海域への排水及び建屋止水処置等を行うとともに，設計基準降水量の降水による荷重に対して，排水口による海域への排水を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事</p>

変更前	変更後
<p>f. 積雪</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，防護する設計とする。</p> <p>g. 落雷</p> <p>安全機能を有する構築物，系統及び機器は，発電所の雷害防止対策として，原子炉建屋等に避雷設備を設け，接地網の敷設による接地抵抗の低減等を行うことにより，防護する設計とする。</p>	<p>故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>f. 積雪</p> <p>外部事象防護対象施設は，設計基準積雪量による積雪荷重に対して，機械的強度を有すること，また，閉塞に対して，非常用換気空調系の給・排気口を設計基準積雪量より高所に設置することにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮すること，及び除雪を実施することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお，除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>g. 落雷</p> <p>外部事象防護対象施設は，発電所の雷害防止対策として，原子炉建屋等への避雷針の設置を行うとともに，設計基準電流値による雷サージに対して，接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図</p>

変更前	変更後
	<p>る回路設計を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>h. 地滑り</p> <p>外部事象防護対象施設は、地滑りに対して、斜面からの離隔距離を確保し地滑りのおそれがない位置に設置することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 生物学的事象</p> <p>外部事象防護対象施設は、生物学的事象に対して、海洋生物であるクラゲ等の発生を考慮して除塵装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去すること、また、小動物の侵入に対して、屋内設備は建屋止水処置等により、</p>

変更前	変更後
	<p>屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置等を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海洋生物に対して、予備を有することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 人為事象</p> <p>a. 外部火災</p> <p>想定される外部火災において、火災・爆発源を発電所敷地内及び敷地外に設定し外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災・爆発が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部事象防護対象施設は、防火帯の設置、離隔距離の確保、建屋による防護によって、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建屋内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、防火帯により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部火災の影響については、定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。</p>

変更前	変更後
	<p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p>人為事象として想定される森林火災については、森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し、設置（変更）許可を受けた防火帯（約20m）を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>また、防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とすることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針</p> <p>火災源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し、火災源からの外部事象防護対象施設への熱影響を評価する。</p> <p>外部事象防護対象施設の評価条件を以下のように設定し、評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（軽油タンクの軽油温度 225℃、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度 100℃、主排気筒の表面温度 325℃）となる危険距離を算</p>

変更前	変更後
	<p>出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計、又は建屋表面温度及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・森林火災については、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等をもとに求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火炎側）における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度（100kW/m^2）による危険距離を求め評価する。 ・発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建屋表面温度及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。また、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については、燃料補充時は監視人が立会を実施することを保安規定に定めて管理し、万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより、外部事象防護対象施設に影響がない設計とする。 ・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25 原院第1号（平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正））により落下確率が10^{-7}（回/炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こる

変更前	変更後
	<p>ことを想定し，建屋表面温度及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地内の危険物タンク等の火災と航空機墜落による火災の重畳については，各々の火災の評価条件により算出した輻射強度，燃焼継続時間等により，外部事象防護対象施設の受熱面に対し，最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し，建屋表面温度及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。 ・防護措置として設置する防護対策施設としては，非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプの周囲温度が許容温度以下となるよう耐火性能を確認した防護板を非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ周辺に鋼材で支持する設計とする。防護板は，外部事象防護対象施設である非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプに用いる地震力に対して，支持部材の構造強度を維持することにより非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプに波及的影響を及ぼさない設計とする。 <p>(c) 発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p>発電所敷地外での火災・爆発源に対して，必要な離隔距離を確保することで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所敷地外 10km 以内の範囲において，火災・爆発に

変更前	変更後
	<p>より発電用原子炉施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設は存在しないため、火災・爆発による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所敷地外半径 10km 以内の危険物貯蔵施設，高圧ガス貯蔵施設，燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については，火災源ごとに外部事象防護対象施設を内包する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した，火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度となる危険距離及び建屋を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を求め評価する。 ・発電所敷地外半径 10km 以内の高圧ガス貯蔵施設，燃料輸送車両及び漂流船舶の爆発については，爆発源ごとにガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離及びガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を求め評価する。 <p>(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針</p> <p>屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調系に対し，ばい煙の侵入を防止するため適切な防護対策を講じることで，外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>イ. 換気空調系</p> <p>外部火災によるばい煙が発生した場合には，侵入を</p>

変更前	変更後
	<p>防止するためバグフィルタを設置する設計とする。</p> <p>なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために、ばい煙の侵入を防止するよう外気取入ダンパの閉止及び再循環運転の実施による外気の遮断を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 非常用ディーゼル発電機</p> <p>非常用ディーゼル発電機については、バグフィルタを設置することによりばい煙が容易に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、ばい煙が侵入したとしてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ハ. 安全保護系</p> <p>外部事象防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する安全保護系盤については、空調系統にバグフィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p>(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p>外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、中央制御室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した外気取入ダンパの閉止、中央制御室内の空気を</p>

変更前	変更後
	<p>循環させる再循環運転の実施及び必要に応じ中央制御室以外の空調ファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p>なお、有毒ガスの侵入を防止するよう、外気取入ダンパの閉止、再循環運転の実施による外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。</p> <p>主要道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p> <p>b. 船舶の衝突</p> <p>外部事象防護対象施設は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まること及び深層から取水することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まること及び設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置することにより、船舶の衝突による取水性を損なうことのない設計とする。</p> <p>c. 電磁的障害</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電</p>

変更前	変更後
	<p>磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないように、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>d. 航空機の墜落 可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り保管する。</p>
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>
<p>—</p>	<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の溢水等による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p>
<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備及び設計基準対象施設</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p>	<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p>

変更前	変更後
<p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建屋等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p>	<p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建屋等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、共通要因として、環境条件、自然現</p>

変更前	変更後
	<p>象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響及び生物学的事象を選定する。</p> <p>自然現象の組合せについては，地震，積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>外部人為事象として，飛来物（航空機落下），火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。</p> <p>建屋については，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故緩和設備についても，共通要因の特性を踏まえ，可能な限り多様性を確保し，位置的分散を図ることを考慮する。</p> <p>a. 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備並びに使用済燃料貯蔵槽（使用済燃料貯蔵プール）の冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれ</p>

変更前	変更後
	<p>がないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、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に対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波、火災及び溢水に対して、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」、「3.1 火災による損傷の防止」及び「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備</p>

変更前	変更後
	<p>は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風(台風)、低温(凍結)、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大</p>

変更前	変更後
	<p>事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤に設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。</p> <p>地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」及び「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。</p> <p>火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。</p> <p>溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近</p>

変更前	変更後
	<p>隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等)，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，予備を有する設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油及び冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設</p>

変更前	変更後
	<p>備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</p> <p>c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口</p> <p>原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して接続口は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建屋面に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対しては、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>(2) 単一故障</p> <p>安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の</p>	<p>溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対しては、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、接続口は、建屋の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの系統に必要な容量を同時に供給できる設計とする。</p> <p>(2) 単一故障</p> <p>安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の</p>

変更前	変更後
<p>安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回／炉・年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかもしれない配管のむち打ち、流出流体の</p>	<p>安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は 24 時間とする。</p> <p>ただし、非常用ガス処理系の配管の一部及び非常用ガス処理系フィルタ装置、中央制御室換気空調系のダクトの一部及び中央制御室再循環フィルタ装置（「6, 7 号機共用」（以下同じ。)), 格納容器スプレイ冷却系の原子炉格納容器スプレイ管については、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回／炉・年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかもしれない配管のむち打ち、流出流体の</p>

変更前	変更後
<p>ジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管等についてはパイプホイッププレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>ジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管等についてはパイプホイッププレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、</p>

変更前	変更後
	<p>共用できる設計とする。</p> <p>(3) 相互接続 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 悪影響防止 重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続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、</p>

変更前	変更後
	<p>他の設備から独立して単独で使用可能なこと，設計基準対象施設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等により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>放水砲については，建屋への放水により，当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断，高速回転機器の破損，ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し，重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>5.1.4 容量等</p> <p>(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故等対処設備は，想定される重大事故等の収束において，想定する事象及びその事象の進展等を考慮し，重大事故等時に必要な目的を果たすために，事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は，これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは，ポンプ流量，タンク容量，伝熱容量，弁吹出量，発電機容量，蓄電池容量，計装設備の計測範囲，作動信号の設定値等とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び</p>

変更前	変更後
	<p>機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p>(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ボンベ容量、計測器の計測範囲等とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、自然現象による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪</p>	<p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、自然現象による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪</p>

変更前	変更後
<p>影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p>	<p>影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、外部人為事象の影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。</p> <p>自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、低温（凍結）、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、低温（凍結）及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。</p> <p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、</p>

変更前	変更後
<p>(1) 環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）並びに荷重を考慮しても，安全機能を発揮できる設計とする。</p>	<p>環境圧力，湿度による影響，屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水），重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては，重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて，「(1) 環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）並びに荷重</p> <p>安全施設は，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力，環境温度及び湿度による影響，放射線による影響，屋外の天候による影響（低温（凍結）及び降水）並びに荷重を考慮しても，安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計するとともに，可搬型重大事故等対処設備は，必要により当該設備の落下防止，転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室，異なる区</p>

変更前	変更後
	<p>画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。</p> <p>特に、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、使用済燃料貯蔵プールに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。</p> <p>原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</p>

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合において</p>	<p>積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。また、使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。</p> <p>原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、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、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重</p>

変更前	変更後
<p>も、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線 安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復</p>	<p>大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。 重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。 溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。 地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とし、それらの事象による波及的影響により重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線 安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復</p>

変更前	変更後
<p>旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室（「7号機設備, 6, 7号機共用」(以下同じ。))から操作可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状</p> <p>冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p>	<p>旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状</p> <p>冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p>	<p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、教育・訓練により、想定される重大事故等が発生した場合においても、確実に操作でき、設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハで考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。</p> <p>現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスボンベ、タンク</p>

変更前	変更後
	<p>ローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように、6号機及び7号機とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象を選定する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する外部人為事象については、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象</p>

変更前	変更後
	<p>による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ（「7号機設備、6,7号機共用」（以下同じ。））を4台（予備1台）保管、使用する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち、低温（凍結）に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち低温（凍結）及び積</p>

変更前	変更後
<p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p>	<p>雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤ等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、外部人為事象として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無</p>

変更前	変更後
<p>設計基準対象施設は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。</p>	<p>の確認、分解点検等ができる構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が</p>

変更前	変更後
<p>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機，補助ボイラー，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（J S M E S N E 1）等に従い設計する。</p>	<p>可能な設計とする。</p> <p>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機，補助ボイラー，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（J S M E S N E 1）等に従い設計する。</p> <p>ただし，重大事故等クラス2 機器及び重大事故等クラス2 支持構造物の材料及び構造であって，以下によらない場合は，当該機器及び支持構造物が，その設計上要求される強度を確保できるよう日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）又は「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（J S M E S N E 1）を参考に同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>また，重大事故等クラス3 機器であって，完成品は，以下によらず，消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し，使用環境及び使用条件に対して，要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス2 容器及び重大事故等クラス2 管のうち主要</p>

変更前	変更後
<p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。</p> <p>5.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス1機器，クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は，その使用される圧力，温度，水質，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス2機器，クラス2支持構造物，クラス3機器及びクラス4管は，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器であって，鋼製部のみで原子炉格納容器の構造及び強度を持つ部分（以下「鋼製耐圧部」という。）及びコンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等は，その使用される圧力，温度，湿度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 高圧炉心注水系ストレーナ，原子炉隔離時冷却系ストレー</p>	<p>な耐圧部の溶接部の耐圧試験は，母材と同等の方法，同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。</p> <p>5.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス1機器，クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は，その使用される圧力，温度，水質，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス2機器，クラス2支持構造物，クラス3機器，クラス4管，重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は，その使用される圧力，温度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器であって，鋼製部のみで原子炉格納容器の構造及び強度を持つ部分（以下「鋼製耐圧部」という。）及びコンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等は，その使用される圧力，温度，湿度，荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 高圧炉心注水系ストレーナ，原子炉隔離時冷却系ストレー</p>

変更前	変更後
<p>ーナ及び残留熱除去系ストレナは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有するコンクリートを使用する。</p> <p>g. コンクリート製原子炉格納容器は、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有するコンクリートを使用する。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス1容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p>	<p>ーナ及び残留熱除去系ストレナは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス3機器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本産業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有するコンクリートを使用する。</p> <p>g. コンクリート製原子炉格納容器は、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有するコンクリートを使用する。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス1容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p>

変更前	変更後
<p>原子炉圧力容器については、原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため、中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し、適切な破壊じん性を維持できるよう、原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>b. クラス1機器（クラス1容器を除く。）、クラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。）、クラス2機器、クラス3機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、鋼製耐圧部、コンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等及び炉心支持構造物は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>c. 高圧炉心注水系ストレーナ、原子炉隔離時冷却系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験 クラス1機器、クラス1支持構造物（棒及びボルトに限</p>	<p>原子炉圧力容器については、原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため、中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し、適切な破壊じん性を維持できるよう、原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>b. クラス1機器（クラス1容器を除く。）、クラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。）、クラス2機器、クラス3機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、鋼製耐圧部、コンクリート製原子炉格納容器の鋼製内張り部等、炉心支持構造物及び重大事故等クラス2機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス2機器のうち、原子炉圧力容器については、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 高圧炉心注水系ストレーナ、原子炉隔離時冷却系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>(3) 非破壊試験 クラス1機器、クラス1支持構造物（棒及びボルトに限</p>

変更前	変更後
<p>る。), クラス 2 機器 (鋳造品に限る。) 及び炉心支持構造物に使用する材料は, 非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス 1 機器, クラス 2 機器, クラス 3 機器, 鋼製耐圧部, コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は, 最高使用圧力, 最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態 (以下「設計上定める条件」という。) において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス 1 支持構造物は, 運転状態 I 及び運転状態 II において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート (貫通部スリーブ及び附属物 (以下「貫通部スリーブ等」という。)) が取り付く部分に限る。), 貫通部スリーブ及び定着金具 (ライナアンカを除く。) は, 荷重状態 I 及び荷重状態 II において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>また, ライナアンカについては, 全ての荷重状態において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス 1 支持構造物であって, クラス 1 容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス 1 容器の損壊を生</p>	<p>る。), クラス 2 機器 (鋳造品に限る。), 炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器 (鋳造品に限る。) に使用する材料は, 非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p> <p>a. クラス 1 機器, クラス 2 機器, クラス 3 機器, 鋼製耐圧部, コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート, 炉心支持構造物, 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器は, 最高使用圧力, 最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態 (以下「設計上定める条件」という。) において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス 1 支持構造物は, 運転状態 I 及び運転状態 II において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート (貫通部スリーブ及び附属物 (以下「貫通部スリーブ等」という。)) が取り付く部分に限る。), 貫通部スリーブ及び定着金具 (ライナアンカを除く。) は, 荷重状態 I 及び荷重状態 II において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>また, ライナアンカについては, 全ての荷重状態において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス 1 支持構造物であって, クラス 1 容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス 1 容器の損壊を生</p>

変更前	変更後
<p>じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物にあっては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>g. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通</p>	<p>じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物にあっては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>f. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>g. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、コンクリート部が強度を負担しない圧力又は機械的荷重に対するライナプレート及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>h. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通</p>

変更前	変更後
<p>部スリーブ等が取り付け部分に限る。), 貫通部スリーブ及び定着金具(ライナアンカを除く。)は, 荷重状態Ⅳにおいて, 延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>i. クラス4管は, 設計上定める条件において, 延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>j. クラス1容器(ボルトその他の固定用金具, オメガシールその他のシールを除く。), クラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)及び鋼製耐圧部(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。)は, 試験状態において, 全体的な塑性変形が生じない設計とする。また, 応力が集中する構造上の不連続部については, 補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>k. 高圧炉心注水系ストレーナ, 原子炉隔離時冷却系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 運転状態Ⅰ, 運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ(異物付着による差圧を考慮)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>l. クラス2支持構造物であって, クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 延性破断が生じない設計とする。</p>	<p>部スリーブ等が取り付け部分に限る。), 貫通部スリーブ及び定着金具(ライナアンカを除く。)は, 荷重状態Ⅳにおいて, 延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>i. クラス4管は, 設計上定める条件において, 延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>j. クラス1容器(ボルトその他の固定用金具, オメガシールその他のシールを除く。), クラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)及び鋼製耐圧部(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。)は, 試験状態において, 全体的な塑性変形が生じない設計とする。また, 応力が集中する構造上の不連続部については, 補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>k. 高圧炉心注水系ストレーナ, 原子炉隔離時冷却系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 運転状態Ⅰ, 運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ(異物付着による差圧を考慮)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>l. クラス2支持構造物であって, クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて, 延性破断が生じない設計とする。</p> <p>m. 重大事故等クラス2支持構造物であって, 重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊により重</p>

変更前	変更後
<p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、クラス2管（伸縮継手を除く。）、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p>	<p>大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、クラス2管（伸縮継手を除く。）、鋼製耐圧部（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>とする。</p> <p>c. クラス2機器及びクラス3機器の伸縮継手は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器(胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス1容器(胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)及びクラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス1管、クラス2容器、クラス2管及びクラス3機器は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 鋼製耐圧部は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p>	<p>とする。</p> <p>c. クラス2機器、クラス3機器及び重大事故等クラス2機器の伸縮継手並びに重大事故等クラス2管(伸縮継手を除く。)は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器(胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス1容器(胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)及びクラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3機器、重大事故等クラス2容器、重大事故等クラス2管及び重大事故等クラス2支持構造物(重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 鋼製耐圧部は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>e. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス2支持構造物であって、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。</p> <p>(5) 圧縮破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリートは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じない設計とする。</p> <p>(6) 引張破断の防止 コンクリート製原子炉格納容器の鉄筋等は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、破断に至るひずみが生じない設計とする。</p> <p>(7) せん断破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、せん断破壊が生</p>	<p>e. コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナアンカを除く。）は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス2支持構造物であって、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。</p> <p>(5) 圧縮破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリートは、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じない設計とする。</p> <p>(6) 引張破断の防止 コンクリート製原子炉格納容器の鉄筋等は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、破断に至るひずみが生じない設計とする。</p> <p>(7) せん断破壊の防止 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて、せん断破壊が生</p>

変更前	変更後
<p>じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じない設計とする。</p> <p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限</p> <p>コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分を除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、破断に至らない設計とする。</p> <p>5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p>クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士である 	<p>じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて、コンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じない設計とする。</p> <p>(8) ライナプレートにおける荷重及びコンクリート部の変形等による強制ひずみの制限</p> <p>コンクリート製原子炉格納容器のライナプレート（貫通部スリーブ等が取り付く部分を除く。）は、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて、著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて、破断に至らない設計とする。</p> <p>5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について</p> <p>クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管、原子炉格納容器、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士である

変更前	変更後
<p>ことを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p> <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び</p>	<p>ことを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。</p> <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び</p>

変更前	変更後
<p>原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。</p> <p>ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p>	<p>原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。</p> <p>ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(2) 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確</p>

変更前	変更後
<p>(3) 使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格」(J S M E S N A 1)等に従って実施する。</p>	<p>認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1)等に従って実施する。</p> <p>ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(3) 使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格」(J S M E S N A 1)等に従って実施する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p>

変更前	変更後
<p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3) 等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p> <p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2001) 及び (J S M E S N C 1 - 2005) 【事例規格】過圧防護に関する規定」(N C - C C - 0 0 1) に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 5 0 1 号)」) の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁 (以下「5.5 安全弁等」において「安全弁等」という。) は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p>	<p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の 0.9 倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3) 等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p> <p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2001) 及び (J S M E S N C 1 - 2005) 【事例規格】過圧防護に関する規定」(N C - C C - 0 0 1) に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和 55 年通商産業省告示第 5 0 1 号)」) の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁 (以下「5.5 安全弁等」において「安全弁等」という。) は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち減圧弁を有する管であつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、補助ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全</p>	<p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち減圧弁を有する管であつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス 1 管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス 1 管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、補助ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に</p>

変更前	変更後
<p>弁等を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側に破壊板を設ける場合は、安全弁等の動作を妨げないように低圧で破壊し、破壊板の破壊により吹出し管の機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、破壊板の吹出し圧力に安全弁等の吹出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹出し圧力以下となる設計とする。</p> <p>破壊板を支持する構造は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあっては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は吹</p>	<p>必要な容量を持つ安全弁等を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側に破壊板を設ける場合は、安全弁等の動作を妨げないように低圧で破壊し、破壊板の破壊により吹出し管の機能を損なわない設計とする。</p> <p>また、破壊板の吹出し圧力に安全弁等の吹出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹出し圧力以下となる設計とする。</p> <p>破壊板を支持する構造は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となる設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあっては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を 1 個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する</p>

変更前	変更後
<p>出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を 1 個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導くことにより、安全に処理することができる設計とする。</p> <p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まな</p>	<p>設計とする。なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とする。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を 1 個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導くことにより、安全に処理することができる設計とする。</p> <p>5.6 逆止め弁 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>い流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>5.7 内燃機関の設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>内燃機関の軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>内燃機関の耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用</p>	<p>5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）及び重大事故等対処施設に施設するガスタービン（以下「ガスタービン」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>ガスタービンは、ガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が作動したときに達するガス温度に対して構造上十分な熱的強度を有する設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>ガスタービンの危険速度は、調速装置により調整可能な最小の回転速度から非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しないように設計する。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力</p>

変更前	変更後
<p>する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関は、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関を安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその付属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関には、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関の付属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p>	<p>は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンは、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関及びガスタービンを安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその付属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンには、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの付属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p> <p>5.7.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることがで</p>	<p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。</p> <p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることがで</p>

変更前	変更後
<p>きるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到</p>	<p>きるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到</p>

変更前	変更後
<p>達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常调速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又</p>	<p>達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常调速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又</p>

変更前	変更後
<p>はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	<p>はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>5.8.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、過電流が発生した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、定格出力のもとで1時間運転し、安定した運転が維持されることを確認した設備とする。</p>
<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止す</p>	<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>るための設備を設ける設計，又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし，当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は除く）。</p> <p>管理区域，保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については，保安規定に基づき，その措置を実施する。</p> <p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し，その区域を人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して，巡視，監視等を行うことにより，侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また，探知施設を設け，警報，映像等を集中監視するとともに，核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに，防護された区域内においても，施錠管理により，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p>	<p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し，その区域を人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して，巡視，監視等を行うことにより，侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また，探知施設を設け，警報，映像等を集中監視するとともに，核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに，防護された区域内においても，施錠管理により，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え，又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆発物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため，持込み点検を行うことができる設計とする。</p> <p>不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又</p>

変更前	変更後
<p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。</p> <p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「6号機設備,5号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、蓄電池を内蔵した非常灯（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び誘導灯（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「6号機設備,5号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））を設置し、安全に避難できる設計とする。</p>	<p>は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。</p> <p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「6号機設備,5号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、蓄電池を内蔵した非常灯（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））及び誘導灯（「6号機設備」、「6,7号機共用」、「6号機設備,5号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,6号機に設置」、「7号機設備,6,7号機共用,5号機に設置」（以下同じ。））を設置し、安全に避難できる設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計とする。</p> <p>非常用照明は非常用低圧母線、直流非常灯は非常用直流電源設備に接続し、非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給できる設計とするとともに、蓄電池内蔵型照明は共通用低圧母線等に接</p>

変更前	変更後
<p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある人が頻繁に出入りする管理区域内の床面，人が触れるおそれがある高さまでの壁</p>	<p>続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。</p> <p>直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間，点灯可能な設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる可搬型の作業用照明として，乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）（「7号機設備，6,7号機共用，5号機及び7号機に保管」（以下同じ。））を配備する。</p> <p>乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は全交流動力電源喪失時に作業場所までの移動に必要な照明を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし，初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。</p> <p>乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は非常用ガス処理系配管補修時，狭隘箇所の照度を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし，現場復旧要員が持参し，作業開始前に準備可能なように5号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。</p> <p>乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は夜間の5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備における照度を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし，5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動対応の要員が持参し，作業開始前に準備可能なように5号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。</p> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p>	
<p>7. 設備の共用</p> <p>安全避難通路、非常灯及び誘導灯は6号機及び7号機で共用とするが、共用とする号機内で同時に避難及び使用するために必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>7. 設備の共用</p> <p>安全避難通路、非常灯、誘導灯及び乾電池内蔵型照明（ヘッドライト）は6号機及び7号機で共用とするが、共用とする号機内で同時に避難及び使用するために必要な仕様を満足する設備とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>原子炉冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、核的性質として核反応断面積が核反応維持のために適切であり、熱水力的性質として冷却能力が適切であることを保持し、かつ、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であり、通常運転時において放射線に対して化学的に安定であることを保持する設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>変更なし</p>
<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>原子炉冷却材再循環系は、原子炉圧力容器底部に設けられた原子炉冷却材再循環ポンプにより、炉水を原子炉圧力容器内に循環させて、炉心から熱除去を行う。</p> <p>原子炉冷却材再循環ポンプ3台が電源喪失した場合でも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつ、タービントリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、原子炉冷却材再循環系は適切な慣性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>変更なし</p>
<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 原子炉冷却材の循環設備の機能</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を経た後、主蒸気管で蒸気タービンに導く設計とする。</p> <p>なお、主蒸気管には、主蒸気逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。</p>	<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 原子炉冷却材の循環設備の機能</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>蒸気タービンを出た蒸気は復水器で復水する。復水は復水ポンプ、復水浄化系、給水加熱器を通り、原子炉給水ポンプにより発電用原子炉に戻す設計とする。</p> <p>主蒸気管には、タービンバイパス系を設け、蒸気を復水器へバイパスできる設計とする。</p> <p>復水給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水浄化系を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できる設計とする。また、4段の低圧給水加熱器及び2段の高圧給水加熱器を設け、発電用原子炉への適切な給水温度を確保できる設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は、原子炉起動時、停止時、通常運転時及び過渡状態において、原子炉蒸気を直接復水器に導き、原子炉定格蒸気流量の約33%を処理できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷</p>	<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷</p>

変更前	変更後
<p>重の増加を含む。)を考慮した設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気系配管及び復水給水系配管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記</p>	<p>重の増加を含む。)を考慮した設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気系配管及び復水給水系配管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記</p>

変更前	変更後
<p>(三) に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時において、出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑えることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護装置を設けること、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa)を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「原子炉周期(ペリオド)短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護装置を設け、中空ピストンのダッシュポット効果、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p>	<p>(三) に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時において、出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑えることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護装置を設けること、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa)を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「原子炉周期(ペリオド)短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護装置を設け、中空ピストンのダッシュポット効果、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p>

変更前	変更後
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔</p>

変更前	変更後
<p data-bbox="338 304 577 336">離弁を対象とする。</p> <p data-bbox="215 400 622 432">3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p data-bbox="257 448 1077 624">主蒸気逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="257 639 1077 1007">主蒸気逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サプレッションチェンバからの背圧変動が主蒸気逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお、主蒸気逃がし安全弁は、18 個設置する設計とする。</p> <p data-bbox="257 1023 1077 1102">主蒸気逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッションチェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p data-bbox="241 1118 678 1150">3.4.1 主蒸気逃がし安全弁の容量</p> <p data-bbox="315 1166 1077 1437">主蒸気逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算</p>	<p data-bbox="1240 304 1480 336">離弁を対象とする。</p> <p data-bbox="1120 400 1527 432">3.4 主蒸気逃がし安全弁の機能</p> <p data-bbox="1162 448 1982 624">主蒸気逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1162 639 1982 1007">主蒸気逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サプレッションチェンバからの背圧変動が主蒸気逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。なお、主蒸気逃がし安全弁は、18 個設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1162 1023 1982 1102">主蒸気逃がし安全弁の排気は、排気管によりサプレッションチェンバ内のプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p data-bbox="1146 1118 1583 1150">3.4.1 主蒸気逃がし安全弁の容量</p> <p data-bbox="1220 1166 1982 1437">主蒸気逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算</p>

変更前	変更後
<p>定する。</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉压力容器の減圧</p> <p>自動減圧系は、中破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中へ逃がし、原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑えることができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に主蒸気逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、主蒸気逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p>	<p>定する。</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉压力容器の減圧</p> <p>自動減圧系は、中破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中へ逃がし、原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑えることができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に主蒸気逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、主蒸気逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p> <p>3.4.3 主蒸気逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の減圧</p> <p>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重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を設ける設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁は、代替</p>

変更前	変更後
	<p>自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により，主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔手動操作により，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁は，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り作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内蓄電式直流電源設備を受電し，作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し，原子炉冷却材圧力バウンダリを</p>

変更前	変更後
	<p>減圧できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の高圧窒素ガスボンベの容量の設定も含めて、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。操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p>
<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系の機能</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力</p>	<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系の機能</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力</p>

変更前	変更後
<p>容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値 (55°C/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) は、原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (サプレッションチェンバプール水冷却モード) は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を経て、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>容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限値 (55°C/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) は、原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (サプレッションチェンバプール水冷却モード) は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) は、使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系を経て、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>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として、想定される重大事故等時において、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) が使用できる場合は、重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、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)、残留熱除去系 (格納容器スプレ</p>

変更前	変更後
	<p>イ冷却モード) 及び残留熱除去系 (サブプレッションチェンバプール水冷却モード) が使用できる場合は, 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉停止中において全交流動力電源喪失により, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) は, 常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) は, 常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し, 冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。本システムに使用する冷却水は, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の流路として, 設計基準対象施設である原子炉圧力容器, 炉心支持構造物, 原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから, 流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) の流路として, 設計基準対象施設である原子炉格納容器, 原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ), 配管貫通部, 原子炉格納容器スプレイ管 (ドライウェル側) 及び原子炉格納容器スプレイ管 (サブプレッションチェンバ側) を重大事故等対処設備として使用することから, 流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>

変更前	変更後
	<p>残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.2 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</p> <p>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必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の</p>

変更前	変更後
	<p>破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ）、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラブチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 31.6kg/s（2Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の格納容器圧力逃がし装置は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5mSv 以下であることを確認しており、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（<input type="text"/>以上）に維持する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッ</p>

変更前	変更後
	<p>オンチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>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に遠隔空気駆動弁操作ポンペを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易か</p>

変更前	変更後
	<p>つ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>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、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設けるラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合の水位調整のため、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（「7 号機設備，6,7 号機共用」（以下同じ。）、可搬型 Y 型ストレーナ（7 号機設備，6,7 号機共用）等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。</p> <p>スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ（7 号機設備，6,7 号機共用）は、可搬型窒素供給装置（「7 号機設備，6,7 号機共用」（以下同じ。）により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（7 号機設備，6,7 号機共用）<input type="text"/>（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を <input type="text"/> 以上に維持できる設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により</p>

変更前	変更後
	<p>給電できる設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.2.1 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力</p>

変更前	変更後
	<p>による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>4.3 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</p> <p>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必要な重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の故障等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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の</p>

変更前	変更後
	<p>破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を經由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出（系統設計流量 15.8kg/s（1Pd において））することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁（T31-F019, T31-F022, T61-F002（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）、T31-F070 及び T31-F072）は、遠隔手動弁操作設備（個数 5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>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に遠隔空気駆動弁操作ポンベを設置することで、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）の配管を経由して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、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さ確保し、ドライウエル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さ確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系の流路として、設計基準対象施設である主排気筒（内筒）、原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等</p>

変更前	変更後
	<p>対処設備としての設計を行う。</p> <p>4.3.1 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p>耐圧強化ベント系は, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで, 残留熱除去系, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して, 多様性を有する設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は, 排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで, 非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して, 多様性を有する設計とする。</p> <p>また, 耐圧強化ベント系は, 排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで, 非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して, 多様性を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>耐圧強化ベント系は、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。</p> <p>耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。</p>
<p>5. 非常用炉心冷却設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備の機能</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に逃がし、原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を極力抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p>	<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系から構成する。これらの各系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水中に逃がし、原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を極力抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p>

変更前	変更後
<p>非常用炉心冷却設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵槽を水源とするポンプは、復水貯蔵槽の圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧注水機能 5.2.1 高圧炉心注水系の機能</p>	<p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時又は重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備のうち、復水貯蔵槽を水源とするポンプは、復水貯蔵槽の圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、復水貯蔵槽、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水池、防火水槽、海を水源とするポンプは、復水貯蔵槽、ほう酸水注入系貯蔵タンク、淡水貯水池、防火水槽、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テスト・ラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧注水機能 5.2.1 高圧炉心注水系の機能</p>

変更前	変更後
<p>高圧炉心注水系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>5.2.2 原子炉隔離時冷却系の機能 原子炉隔離時冷却系は、短時間の全交流動力電源喪失時に</p>	<p>高圧炉心注水系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>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として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>高圧炉心注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>高圧炉心注水系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.2.2 原子炉隔離時冷却系の機能 原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時から重大事</p>

変更前	変更後
<p>おいても、原子炉水位を維持することにより、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材喪失事故時に、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を復水給水系を經由して原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却する設計とする。</p>	<p>故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材喪失事故時に、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を復水給水系を經由して原子炉圧力容器へ注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>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として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>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重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で原子炉隔離時冷</p>

変更前	変更後
	<p>却系注入弁 (E51-F004), 原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁 (E51-F071), 原子炉隔離時冷却系タービン止め弁 (E51-F037), 原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁 (E51-F012), 原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁 (E51-F518), 原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁 (E51-F511) 及び原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁 (E51-F519) を人力操作することにより起動し, 蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水又はサ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原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり, 発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお, 人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p>全交流動力電源が喪失し, 原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は, 所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し, 蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水又はサ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炉心を冷却できる設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>原子炉隔離時冷却系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.2.3 高压代替注水系による原子炉冷却材圧力バウンダリ 高压時における発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、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重大事故等対処設備として、高压代替注水系を設ける設計とする。また、設計基準事故対処設備である高压炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合に、高压代替注水系を現場操作により起動できる設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、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が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による高圧代替注水系注入弁（E61-F003）、高圧代替注水系タービン止め弁（E51-F080）及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁（E51-F071）の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p>高圧代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>

変更前	変更後
<p>5.3 低圧注水機能</p> <p>5.3.1 低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））の機能</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心シュラウド外に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p>	<p>5.3 低圧注水機能</p> <p>5.3.1 低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））の機能</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心シュラウド外に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>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として、想定される重大事故等時において、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）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサ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炉心を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>低圧注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、残留熱除去系熱交換器、原子炉格納容器（サプレッションチェン</p>

変更前	変更後
	<p>バ) 及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.3.2 低圧代替注水系による原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉の冷却</p> <p>(1) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>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、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための低圧代替注水系（常設）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合又は全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低</p>

変更前	変更後
	<p>圧代替注水系（常設）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炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）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原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）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炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として</p>

変更前	変更後
	<p>の設計を行う。</p> <p>a. 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p>低圧代替注水系(常設)は, 残留熱除去系(低圧注水モード)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで, 非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系(低圧注水モード)に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(常設)は, 復水貯蔵槽を水源とすることで, サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系(低圧注水モード)に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は, 廃棄物処理建屋内に設置することで, 原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(常設)の電動弁は, ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで, 非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また, 低圧代替注水系(常設)の電動弁は, 代替所内電気設備を経由して給電する系統において, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）は、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）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>(2) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>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、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合又は全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合に、熔融炉心を冷却し、原</p>

変更前	変更後
	<p>原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>a. 多様性，位置的分散及び独立性</p>

変更前	変更後
	<p>低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水貯蔵槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電</p>

変更前	変更後
	<p>路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（可搬型）は、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）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>5.4 ほう酸水注入系による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における事象の進展抑制</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、事象進展抑制のための設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、重大</p>

変更前	変更後
	<p>事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p>ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>5.5 水の供給設備</p> <p>5.5.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>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、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必要な重大事故等対処設備として、復水貯蔵槽、サブレーションチェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p>これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を設ける設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽からの水の供給</p> <p>復水貯蔵槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプ</p>

変更前	変更後
	<p>レイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>(2) サプレッションチェンバからの水の供給 原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）（容量 3580m³、個数 1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションチェンバプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>(3) ほう酸水注入系貯蔵タンクからの水の供給 ほう酸水注入系貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への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ほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>(4) 代替淡水源からの水の供給 代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池は、想定される重大事故等時において、復水貯蔵槽へ水を供給するための水</p>

変更前	変更後
	<p>源であるとともに、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、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の水源及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置へのスクラバ水補給の水源として使用できる設計とする。</p> <p>(5) 海からの水の供給</p> <p>海は、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、復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ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）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、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の水源として、さらに、代替原子炉補機冷却系及び原子炉建屋放水設備の水源として利用できる設計とする。</p> <p>大容量送水車（海水取水用）（「7号機設備，6,7号機共用」（以下同じ。））は、海水を各系統へ供給できる設計とする。</p>

変更前	変更後
	<p>5.5.2 水源へ水を供給するための設備</p> <p>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必要な設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設ける設計とする。</p> <p>また、海を利用するために必要な設備として、大容量送水車（海水取水用）を設ける設計とする。</p> <p>代替水源からの移送ルートを確認するとともに、可搬型のホース、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）については、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽への水の供給</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として使用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、海水を復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。</p>
<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への原子炉冷却材の</p>	<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>補給</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に原子炉水位を維持するため、発電用原子炉で発生する蒸気の一部を用いたタービン駆動のポンプにより、復水貯蔵槽の水又はサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、原子炉冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及び原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏えいに対し、冷却材を補給する能力を有する設計とする。</p>	
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、短時間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機</p>	<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、原子炉補機</p>

変更前	変更後
<p>から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、残留熱除去系の3系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲの3区分に分離して残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p>	<p>から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、残留熱除去系の3系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲの3区分に分離して残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>7.2 代替原子炉補機冷却系の機能</p> <p>7.2.1 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>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</p>

変更前	変更後
	<p>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必要な重大事故等対処設備として、代替原子炉補機冷却系を設ける設計とする。</p> <p>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の重大事故等対処設備として使用する代替原子炉補機冷却系は、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)〔7号機設備, 6, 7号機共用〕(以下同じ。))により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で除去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>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、原子炉格納容器内の冷却等のため、及び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の重大事故等対処設備として使用する代替原子炉補機冷却系は、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送水することで、残留熱除去系熱交換器で除去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>熱交換器ユニットは、可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大容量送水車(熱交換器ユニット</p>

変更前	変更後
	<p>用) は, ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>7.2.2 使用済燃料貯蔵プール除熱のための代替原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクへの熱の輸送</p> <p>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は, 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送水することで, 燃料プール冷却浄化系の熱交換器で除去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>熱交換器ユニットは, 可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また, 大容量送水車(熱交換器ユニット用)は, ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>7.2.3 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p>代替原子炉補機冷却系は, 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで, 非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して, 多様性及び独立性を有する設計とし, 大容量送水車(熱交換器ユニット用)をディーゼルエンジンにより駆動することで, 電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して多様性を</p>

変更前	変更後
	<p>有する設計とする。また、代替原子炉補機冷却系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</p> <p>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、タービン建屋、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋内及び屋外に設置される格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有するとともに、熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対し独立性を有する設計とする。</p> <p>代替循環冷却系に使用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、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能</p>

変更前	変更後
	<p>を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替原子炉補機冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>
<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉冷却材浄化系の機能</p> <p>原子炉冷却材浄化系は、原子炉冷却材の純度を高く保つために設置するもので、残留熱除去系配管及び原子炉圧力容器底部から冷却材を一部取り出し、原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器によって浄化脱塩して復水給水系へ戻すことにより、原子炉冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つことができる設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を原子炉起動時、停止時及び高温待機時において原子炉冷却系統外に排出する場合は、原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を浄化して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p>	<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>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に対して、ドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量、ドライウエル高電導度廃液サンプル水位、ドライウエル低電導度廃液サンプル水位及びドライウエル内雰囲気放射能濃度の測定により検出する装置を設ける設計とする。</p> <p>このうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては、ドライウエル高電導度廃液サンプル水位により 1 時間以内に 0.23m³/h の漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに、自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。</p> <p>ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置は、ドライウエル高電導度廃液サンプルに設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置にて検出できる設計とする。</p> <p>ドライウエル高電導度廃液サンプル水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウエル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置、ドライウエル内雰囲気放射能濃度測定装置及びドライウエル低電導度廃液サンプル水位測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。</p>	<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>変更なし</p>
<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統，原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉</p>	<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>停止時冷却モード)に係る容器, 管, ポンプ及び弁は, 原子炉冷却材の循環, 沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p> <p>管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は, 日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(J S M E S 0 1 2)の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <p>温度差のある流体の混合等で生ずる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は, 日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(J S M E S 0 1 7)の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p>	
<p>—</p>	<p>11. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁は, 中央制御室からの手動操作によって作動させ, 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する高圧炉心注水系注入隔離弁 (E22-F003B, C) は, 現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p> <p>なお, 設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系注入隔離弁 (E22-F003B, C) を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用</p>

変更前	変更後
—	<p>することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する燃料取替床ブローアウトパネル（設置枚数 7 枚，開放差圧 3.53kPa 以下）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）は，高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり，原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において，外気との差圧により自動的に開放し，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p>
—	<p>12. 設備の共用</p> <p>復水貯蔵槽及び復水補給水系は，6 号機及び 7 号機間で相互に接続するが，各号機で要求される容量をそれぞれ確保するとともに，連絡時以外においては，号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し，安全性を損なわない設計とする。連絡時においても，各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず，安全性を損なわない設計とする。</p>
<p>13. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>13. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本系統の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p>

変更前	変更後
	除く。)の兼用設備リスト」に示す。