

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点				9月18日補正				備考
第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (26/58) 54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備								
系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		耐震重要度分類	設備種別	設備分類		機器クラス
		設備	分類					
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1	使用済燃料プール水位	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	C	常設	常設	常設	—
	使用済燃料プール温度 (SA) ※1	使用済燃料プール温度	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	C	常設	常設	常設	—
使用済燃料プールの監視カメラ (使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置を含む) ※1	使用済燃料プールの監視カメラ (使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置を含む) ※1	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	S	常設	常設	常設	—
	使用済燃料プールの監視カメラ (使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置を含む) ※1	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	S	常設	常設	常設	—
※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載								
第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (26/58) 54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備								
系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		耐震重要度分類	設備種別	設備分類		機器クラス
		設備	分類					
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1	使用済燃料プール水位	(使用済燃料プール水位・温度 (SA広域))	(C)	常設	常設	常設	—
	使用済燃料プール温度 (SA) ※1	使用済燃料プール温度	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	C	常設	常設	常設	—
使用済燃料プールの監視カメラ (使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置を含む) ※1	使用済燃料プールの監視カメラ (使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置を含む) ※1	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	S	常設	常設	常設	—
	使用済燃料プールの監視カメラ (使用済燃料プールの監視カメラ用空冷装置を含む) ※1	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	S	常設	常設	常設	—
※1 計装設備については計装グループ全体を示すため要素名を記載								
抽出リストC-1								

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表
 【対象項目：添付書類八 1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点				9月18日補正				備考
第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (41/58)								
58 条 計装設備								
系統機能	設備*1	代替する機能を有する設計基準対象施設*2	耐震重要度分類	設備種別	設備分類		機器クラス	
					分類	分類		
原子炉格納容器内の放射線量率	各格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	主要パラメータの他チヤンネル格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	主要パラメータの他チヤンネル平均出力領域計装	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブレーション・プールの水温	主要パラメータの他チヤンネルサブレーション・チェンバール雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	代替循環冷却系原子炉注水流	サブレーション・プールの水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
未臨界の維持又は監視	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉水位 (S A 燃料域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	主要パラメータの他チヤンネル平均出力領域計装	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	サブレーション・プールの水温	主要パラメータの他チヤンネルサブレーション・チェンバール雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
未臨界の維持又は監視	代替循環冷却系原子炉注水流	サブレーション・プールの水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉水位 (S A 燃料域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	サブレーション・プールの水温	主要パラメータの他チヤンネルサブレーション・チェンバール雰囲気温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
未臨界の維持又は監視	代替循環冷却系原子炉注水流	サブレーション・プールの水位	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉水位 (S A 燃料域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
			—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	—	

抽出リスト C-1

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表
 【対象項目：添付書類八 1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点				9月18日補正				備考
第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (44/58)								
58 条 計装設備								
系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する設計基準対象施設 ^{※2}		耐震重要度分類	設備種別	設備分類		機器クラス
		設備 ^{※1}	設備 ^{※1}			分類	分類	
格納容器バイパスの監視（原子炉建屋内の状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
水源の確保	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
水源の確保	サブレシジョン・プール水位	高圧代替注水系統流量	原子炉圧力 (S A)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力 (S A)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		高圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		残留熱除去系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		低圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
		高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—	
※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ								
第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (44/58)								
58 条 計装設備								
系統機能	設備 ^{※1}	代替する機能を有する設計基準対象施設 ^{※2}		耐震重要度分類	設備種別	設備分類		機器クラス
		設備 ^{※1}	設備 ^{※1}			分類	分類	
格納容器バイパスの監視（原子炉建屋内の状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
水源の確保	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
水源の確保	サブレシジョン・プール水位	高圧代替注水系統流量	原子炉圧力 (S A)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力 (S A)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		高圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		残留熱除去系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		低圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉圧力 (S A)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	—
		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
		高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	—	—	—	—	
※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ								
抽出リスト C-1								

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表
 【対象項目：添付書類八 1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点				9月18日補正				備考
系統機能	設備*1	代替する機能を有する設計基準対象施設	耐震重要度分類	設備種別	設備分類	機器クラス		
								設備
その他**2	M/C 2C電圧	(M/C 2C電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	M/C 2D電圧	(M/C 2D電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	M/C HPCS電圧	(M/C HPCS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	P/C 2C電圧	(P/C 2C電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	P/C 2D電圧	(P/C 2D電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用M/C電圧	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 M/C HPCS電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用P/C電圧	P/C 2C電圧 P/C 2D電圧 (直流125V主母線盤2A電圧)	S S (S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤2A電圧	(直流125V主母線盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤2B電圧	(直流125V主母線盤HPCS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤HPCS電圧	(直流125V中性子モータ用分電盤2A電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流±24V中性子モータ用分電盤2A電圧	(直流±24V中性子モータ用分電盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用直流125V主母線盤電圧	直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 直流125V主母線盤HPCS電圧 (非常用塞素供給系供給圧力)	S S S (S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用塞素供給系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用塞素供給系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用M/C電圧	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 M/C HPCS電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用P/C電圧	P/C 2C電圧 P/C 2D電圧 (直流125V主母線盤2A電圧)	S S (S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤2A電圧	(直流125V主母線盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤2B電圧	(直流125V主母線盤HPCS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤HPCS電圧	(直流125V中性子モータ用分電盤2A電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流±24V中性子モータ用分電盤2A電圧	(直流±24V中性子モータ用分電盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用直流125V主母線盤電圧	直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 直流125V主母線盤HPCS電圧 (非常用塞素供給系供給圧力)	S S S (S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用塞素供給系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用塞素供給系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用M/C電圧	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 M/C HPCS電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用P/C電圧	P/C 2C電圧 P/C 2D電圧 (直流125V主母線盤2A電圧)	S S (S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤2A電圧	(直流125V主母線盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤2B電圧	(直流125V主母線盤HPCS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流125V主母線盤HPCS電圧	(直流125V中性子モータ用分電盤2A電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	直流±24V中性子モータ用分電盤2A電圧	(直流±24V中性子モータ用分電盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	緊急用直流125V主母線盤電圧	直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 直流125V主母線盤HPCS電圧 (非常用塞素供給系供給圧力)	S S S (C)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用塞素供給系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用塞素供給系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—		
※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いている補助パラメータ								

第1.1.7-1表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (49/58)

系統機能	設備*1	代替する機能を有する設計基準対象施設	耐震重要度分類	設備種別	設備分類	機器クラス	
その他**2	M/C 2C電圧	(M/C 2C電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	M/C 2D電圧	(M/C 2D電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	M/C HPCS電圧	(M/C HPCS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	P/C 2C電圧	(P/C 2C電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	P/C 2D電圧	(P/C 2D電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	緊急用M/C電圧	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 M/C HPCS電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	緊急用P/C電圧	P/C 2C電圧 P/C 2D電圧 (直流125V主母線盤2A電圧)	S S (S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	直流125V主母線盤2A電圧	(直流125V主母線盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	直流125V主母線盤2B電圧	(直流125V主母線盤HPCS電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	直流125V主母線盤HPCS電圧	(直流125V中性子モータ用分電盤2A電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	直流±24V中性子モータ用分電盤2A電圧	(直流±24V中性子モータ用分電盤2B電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	緊急用直流125V主母線盤電圧	直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 直流125V主母線盤HPCS電圧 (非常用塞素供給系供給圧力)	S S S (C)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	非常用塞素供給系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	非常用塞素供給系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧塞素ポンベ圧力	非常用塞素供給系供給圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	
※1 計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載 ※2 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いている補助パラメータ							

抽出リストC-1

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点			9月18日補正			備考
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1/7）			第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（1/7）			
設備分類	定義	<p>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> <p>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</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以外のもの</p> <p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）〔C〕 ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</p> <p>(2) 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・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〕 ・残留熱除去系海水系系統流量〔C〕 ・高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）〔C〕</p> <p>(3) 非常用取水設備 ・取水構造物〔C〕 ・SA用海水ビット取水塔 - 削除 ・海水引込み管 ・SA用海水ビット ・緊急用海水取水管 ・緊急用海水ポンプビット</p> <p>(4) 緊急時対策所 ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ</p> <p>(5) 通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型）</p>	設備分類	定義	<p>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> <p>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</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以外のもの</p> <p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）〔C〕 ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</p> <p>(2) 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・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〕 ・残留熱除去系海水系系統流量〔C〕 ・高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力〔C〕 ・非常用窒素供給系供給圧力〔C〕 追加 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）〔C〕</p> <p>(3) 非常用取水設備 ・取水構造物〔C〕 ・SA用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・SA用海水ビット ・緊急用海水取水管 ・緊急用海水ポンプビット</p> <p>(4) 緊急時対策所 ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用M/C電圧計 追加</p> <p>(5) 通信連絡設備 ・衛星電話設備（固定型）〔C〕 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）〔C〕 追加</p>	抽出リストC-2
						抽出リストC-2

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点			9月18日補正			備考
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2/7）			第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（2/7）			抽出リストC-2
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）	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	<ul style="list-style-type: none"> (1) 原子炉本体 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器[S] (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール[S] ・常設スプレッドヘッド ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 (3) 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・高圧代替注水系タービン止め弁 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ[S] ・原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁[S] ・高圧炉心スプレッド系ポンプ[S] ・逃がし安全弁（安全弁機能）[S] ・逃がし安全弁〔操作対象弁〕[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・低圧炉心スプレッド系ポンプ[S] ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系海水系ポンプ[S] ・残留熱除去系海水系ストレーナ[S] (4) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ ・制御棒[S] ・制御棒駆動機構[S] ・制御棒駆動系水圧制御ユニット[S] ・A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ・ほう酸水注入ポンプ[S] ・ほう酸水貯蔵タンク[S] ・再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・過渡時自動減圧機能 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（S A 広帯域） ・原子炉水位（S A 燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・原子炉隔離時冷却系系統流量[S] ・高圧炉心スプレッド系系統流量[S] ・残留熱除去系系統流量[S] ・低圧炉心スプレッド系系統流量[S] ・低圧代替注水系格納容器スプレッド流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレッド流量（可搬ライン用） ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器内水素濃度（S A） ・格納容器内酸素濃度（S A） 	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	<ul style="list-style-type: none"> (1) 原子炉本体 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器[S] (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール[S] ・常設スプレッドヘッド ・代替燃料プール冷却系ポンプ ・代替燃料プール冷却系熱交換器 (3) 原子炉冷却系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・高圧代替注水系タービン止め弁 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ[S] ・原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁[S] ・高圧炉心スプレッド系ポンプ[S] ・逃がし安全弁（安全弁機能）[S] ・逃がし安全弁〔操作対象弁〕[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・低圧炉心スプレッド系ポンプ[S] ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系海水系ポンプ[S] ・残留熱除去系海水系ストレーナ[S] (4) 計測制御系統施設 <ul style="list-style-type: none"> ・A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ ・制御棒[S] ・制御棒駆動機構[S] ・制御棒駆動系水圧制御ユニット[S] ・A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ・ほう酸水注入ポンプ[S] ・ほう酸水貯蔵タンク[S] ・再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ [C] ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ [C] 追加 ・自動減圧系の起動阻止スイッチ ・過渡時自動減圧機能 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（S A） ・原子炉水位（広帯域）[S] ・原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉水位（S A 広帯域） ・原子炉水位（S A 燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・原子炉隔離時冷却系系統流量[S] ・高圧炉心スプレッド系系統流量[S] ・残留熱除去系系統流量[S] ・低圧炉心スプレッド系系統流量[S] ・低圧代替注水系格納容器スプレッド流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレッド流量（可搬ライン用） ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器内水素濃度（S A） ・格納容器内酸素濃度（S A） 	

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点			9月18日補正			備考
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3/7）			第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（3/7）			
設備分類	定義	<p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・起動領域計装[S] ・平均出力領域計装[S] ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・非常用窒素供給系供給圧力 ・非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力 ・非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二弁操作室遮蔽 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S] ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・中央制御室遮蔽[S] ・中央制御室換気系空気調和機ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタ系ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタユニット[S] ・第二弁操作室差圧計 <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・フィルタ装置 ・第一弁（S/C側） ・第一弁（D/W側） ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・高圧炉心スプレー系注入弁 ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 ・低圧炉心スプレー系注入弁 ・残留熱除去系A系注入弁 ・残留熱除去系B系注入弁 ・残留熱除去系C系注入弁 ・耐圧強化ベント系一次隔離弁 ・耐圧強化ベント系二次隔離弁 ・遠隔人力操作機構 ・圧力開放板 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・チェンバ[S] ・西側淡水貯水設備 	<p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・起動領域計装[S] ・平均出力領域計装[S] ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二弁操作室遮蔽 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S] ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・中央制御室遮蔽[S] ・中央制御室換気系空気調和機ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタ系ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタユニット[S] ・第二弁操作室差圧計 <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・フィルタ装置 ・第一弁（S/C側）[S] ・第一弁（D/W側）[S] ・第二弁[S] ・第二弁バイパス弁[S] ・高圧炉心スプレー系注入弁[S] ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁[S] ・低圧炉心スプレー系注入弁[S] ・残留熱除去系A系注入弁[S] ・残留熱除去系B系注入弁[S] ・残留熱除去系C系注入弁[S] ・耐圧強化ベント系一次隔離弁[S] ・耐圧強化ベント系二次隔離弁 ・遠隔人力操作機構 ・圧力開放板 ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・移送ポンプ ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・サブプレッション・チェンバ[S] ・西側淡水貯水設備 	<p>削除</p>	<p>追加</p>	<p>抽出リストC-2</p> <p>抽出リストC-2</p>

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点			9月18日補正			備考
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4/7）			第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4/7）			
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）	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 （つづき）	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	(7) 非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・125V 系蓄電池 A 系[S] ・125V 系蓄電池 B 系[S] ・125V 系蓄電池 H P C S 系[S] ・中性子モニタ用蓄電池 A 系[S] ・中性子モニタ用蓄電池 B 系[S] ・緊急用 125V 系蓄電池 ・緊急用 M/C ・緊急用 P/C ・緊急用 M C C ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流 125V 主母線盤 ・2 C 非常用ディーゼル発電機[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機[S] ・2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・軽油貯蔵タンク[S] ・2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・可搬型設備用軽油タンク ・M/C 2 C 電圧[S] ・M/C 2 D 電圧[S] ・M/C H P C S 電圧[S] ・P/C 2 C 電圧[S] ・P/C 2 D 電圧[S] ・緊急用 M/C 電圧 ・緊急用 P/C 電圧 ・直流 125V 主母線盤 2 A 電圧[S] ・直流 125V 主母線盤 2 B 電圧[S] ・直流 125V 主母線盤 H P C S 電圧[S] ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧[S] ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧[S] ・緊急用直流 125V 主母線盤電圧 (8) 非常用取水設備 ・貯留堰	2. 常設耐震重要 重大事故防止 設備 （つづき）	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	(7) 非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・125V 系蓄電池 A 系[S] ・125V 系蓄電池 B 系[S] ・125V 系蓄電池 H P C S 系[S] ・中性子モニタ用蓄電池 A 系[S] ・中性子モニタ用蓄電池 B 系[S] ・緊急用 125V 系蓄電池 ・緊急用 M/C ・緊急用 P/C ・緊急用 M C C ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流 125V 主母線盤 ・2 C 非常用ディーゼル発電機[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機[S] ・2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・軽油貯蔵タンク[S] ・2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・可搬型設備用軽油タンク ・M/C 2 C 電圧[S] ・M/C 2 D 電圧[S] ・M/C H P C S 電圧[S] ・P/C 2 C 電圧[S] ・P/C 2 D 電圧[S] ・緊急用 M/C 電圧 ・緊急用 P/C 電圧 ・直流 125V 主母線盤 2 A 電圧[S] ・直流 125V 主母線盤 2 B 電圧[S] ・直流 125V 主母線盤 H P C S 電圧[S] ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧[S] ・直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧[S] ・緊急用直流 125V 主母線盤電圧 (8) 非常用取水設備 ・貯留堰[S] 追加	抽出リスト C-2

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点			9月18日補正			備考
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5/7）			第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（5/7）			抽出リストC-2
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）	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、重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	(1) 原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）[C] ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） ・常設スプレイヘッド ・常設低圧代替注水系ポンプ (3) 原子炉冷却系統施設 ・逃がし安全弁〔操作対象弁〕[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・低圧代替注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・低圧代替注水系（可搬型） ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系海水系ポンプ[S] ・残留熱除去系海水系ストレーナ[S] ・代替循環冷却系ポンプ (4) 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・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広帯域） ・原子炉水位（SA燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク[S] ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水温 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・残留熱除去系系統流量[S] ・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]	3. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	(1) 原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）[C] ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） ・常設スプレイヘッド ・常設低圧代替注水系ポンプ (3) 原子炉冷却系統施設 ・逃がし安全弁〔操作対象弁〕[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・低圧代替注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・低圧代替注水系（可搬型） ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・残留熱除去系ポンプ[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・残留熱除去系海水系ポンプ[S] ・残留熱除去系海水系ストレーナ[S] ・代替循環冷却系ポンプ (4) 計測制御系統施設 ・原子炉圧力容器温度 ・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広帯域） ・原子炉水位（SA燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・ほう酸水注入ポンプ[S]追加 ・ほう酸水貯蔵タンク[S] ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水温 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・残留熱除去系系統流量[S] ・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]	

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点		9月18日補正		備考
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6/7）		第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（6/7）		
設備分類	定義	設備分類	定義	
3. 常設重大事故緩和設備（つづき）	<p>重大事故等対処設備のうち、重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系系統流量[C] ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S] ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・中央制御室遮蔽[S] ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室換気系空調機ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタ系ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタユニット [S] ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・緊急時対策所遮蔽 ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）[C] 削除 ・衛星連絡設備（固定型） ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室差圧計 ・緊急時対策所用差圧計 ・中央制御室待避室差圧計 <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・原子炉建屋原子炉棟[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・コリウムシールド ・常設高圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・第一弁（S/C側） ・第一弁（D/W側） ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・遠隔人力操作機構 ・圧力開放板 ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・サブプレッション・チェンバ[S] ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・移送ポンプ ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン 	<p>3. 常設重大事故緩和設備（つづき）</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系系統流量[C] ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・安全パラメータ表示システム（SPDS）[C] 追加 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）[S] ・格納容器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（高レンジ・低レンジ） ・中央制御室遮蔽[S] ・中央制御室待避室遮蔽 ・中央制御室換気系空調機ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタ系ファン[S] ・中央制御室換気系フィルタユニット [S] ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・緊急時対策所遮蔽 ・緊急時対策所非常用送風機 ・緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室差圧計 ・緊急時対策所用差圧計 ・中央制御室待避室差圧計 <p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器[S] ・原子炉建屋原子炉棟[S] ・常設低圧代替注水系ポンプ ・コリウムシールド ・常設高圧代替注水系ポンプ ・フィルタ装置 ・第一弁（S/C側）[S] ・第一弁（D/W側）[S] ・第二弁[S] ・第二弁バイパス弁[S] ・遠隔人力操作機構 ・圧力開放板 ・残留熱除去系熱交換器[S] ・代替淡水貯槽 ・西側淡水貯水設備 ・サブプレッション・チェンバ[S] ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・移送ポンプ ・フィルタ装置遮蔽 ・配管遮蔽 ・非常用ガス処理系排風機[S] ・非常用ガス処理系フィルタトレイン[S] ・非常用ガス再循環系排風機[S] ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン[S] 	抽出リストC-2	
				抽出リストC-2
				抽出リストC-2

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点			9月18日補正			備考	
第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7/7）			第 1.3-2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（7/7）				
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）	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 (つづき)	重大事故等対処設備のうち、重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	<p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・125V系蓄電池A系[S] ・125V系蓄電池B系[S] ・緊急用125V系蓄電池 ・緊急用M/C ・緊急用P/C ・緊急用MCC ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流125V主母線盤 ・2C非常用ディーゼル発電機[S] ・2D非常用ディーゼル発電機[S] ・2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・軽油貯蔵タンク[S] ・2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・可搬型設備用軽油タンク ・M/C 2C電圧 [S] ・M/C 2D電圧 [S] ・P/C 2C電圧 [S] ・P/C 2D電圧 [S] ・緊急用M/C電圧 ・緊急用P/C電圧 ・直流125V主母線盤2A電圧[S] ・直流125V主母線盤2B電圧[S] ・緊急用直流125V主母線盤電圧 <p>(8) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰 ・取水構造物[C] ・SA用海水ビット取水塔 [-] 削除 ・海水引込み管 ・SA用海水ビット ・緊急用海水取水管 ・緊急用海水ポンプビット <p>(9) 緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ <p>(10) 通信連絡設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備(固定型) ・安全パラメータ表示システム(SPDS) [C] 	3. 常設重大事故 緩和設備 (つづき)	重大事故等対処設備のうち、重大事故等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（重大事故緩和設備）のうち、常設のもの	<p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・125V系蓄電池A系[S] ・125V系蓄電池B系[S] ・緊急用125V系蓄電池 ・緊急用M/C ・緊急用P/C ・緊急用MCC ・緊急用電源切替盤 ・緊急用直流125V主母線盤 ・2C非常用ディーゼル発電機[S] ・2D非常用ディーゼル発電機[S] ・2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク[S] ・2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ[S] ・軽油貯蔵タンク[S] ・2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ[S] ・可搬型設備用軽油タンク ・M/C 2C電圧 [S] ・M/C 2D電圧 [S] ・P/C 2C電圧 [S] ・P/C 2D電圧 [S] ・緊急用M/C電圧 ・緊急用P/C電圧 ・直流125V主母線盤2A電圧[S] ・直流125V主母線盤2B電圧[S] ・緊急用直流125V主母線盤電圧 <p>(8) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯留堰 [S] 追加 ・取水構造物[C] ・SA用海水ビット取水塔 ・海水引込み管 ・SA用海水ビット ・緊急用海水取水管 ・緊急用海水ポンプビット <p>(9) 緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所用発電機 ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ ・緊急時対策所用M/C電圧計 追加 <p>(10) 通信連絡設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備(固定型) [C] 追加 ・安全パラメータ表示システム(SPDS) [C] 	抽出リストC-2	抽出リストC-2

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：本文十号 有効性評価 水素燃焼】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点	9月18日補正	備考
<p>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</p> <p>(2) 有効性評価</p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(d) 水素燃焼</p> <p>「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1)代替循環冷却系を使用する場合」の条件に加えて、本格納容器破損モードを評価するため、以下の条件を適用する。</p> <p>(d-1)格納容器の初期酸素濃度，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は，2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>(d-2)炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は，解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。</p> <p>(d-3)水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は，解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで，水素及び酸素の発生割合（100eV 当たりの分子発生量）は，それぞれ0.06，0.03とする。また，原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は，サプレッション・プール内の核分裂生成物については，ベータ線，ガンマ線ともに1，サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物については，ベータ線，ガンマ線ともに0.1とする。</p> <p>(d-4)金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p>	<p>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</p> <p>(2) 有効性評価</p> <p>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(d) 水素燃焼</p> <p>「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1)代替循環冷却系を使用する場合」の条件に加えて，本格納容器破損モードを評価するため，以下の条件を適用する。</p> <p>(d-1)格納容器の初期酸素濃度，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は，2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>(d-2)炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は，解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。</p> <p>(d-3)水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は，解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで，水素及び酸素の発生割合（100eV 当たりの分子発生量）は，それぞれ0.06，0.03とする。また，原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は，サプレッション・プール内の核分裂生成物については，ベータ線，ガンマ線ともに1，サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物については，ベータ線，ガンマ線ともに0.1とする。</p> <p>(d-4)金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p>	<p>抽出リスト C-3</p>

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：本文十号・添付書類十 手順の概要 8/19 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点	9月18日補正	備考																				
<p>本文十号</p> <table border="1" data-bbox="231 373 1092 1703"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="231 373 1092 409">1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="231 409 385 1318"> <p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> </td> <td data-bbox="385 409 1092 1318"> <p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="231 1318 385 1451"> <p>作業性</p> </td> <td data-bbox="385 1318 1092 1451"> <p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="231 1451 385 1562"> <p>電源確保</p> </td> <td data-bbox="385 1451 1092 1562"> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="231 1562 385 1703"> <p>燃料給油</p> </td> <td data-bbox="385 1562 1092 1703"> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p> </td> </tr> </table>	1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等		<p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	<p>作業性</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>	<p>燃料給油</p>	<p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>	<p>本文十号</p> <table border="1" data-bbox="1305 359 2208 1745"> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1305 359 2208 394">1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1305 394 1460 1339"> <p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p> </td> <td data-bbox="1460 394 2208 1339"> <p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1305 1339 1460 1472"> <p>作業性</p> </td> <td data-bbox="1460 1339 2208 1472"> <p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1305 1472 1460 1604"> <p>電源確保</p> </td> <td data-bbox="1460 1472 2208 1604"> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1305 1604 1460 1745"> <p>燃料給油</p> </td> <td data-bbox="1460 1604 2208 1745"> <p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p> </td> </tr> </table>	1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等		<p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	<p>作業性</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>	<p>燃料給油</p>	<p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>	<p>抽出リスト C-4</p>
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等																						
<p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>																					
<p>作業性</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>																					
<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>																					
<p>燃料給油</p>	<p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>																					
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等																						
<p>配慮すべき事項</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>																					
<p>作業性</p>	<p>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>																					
<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>																					
<p>燃料給油</p>	<p>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</p>																					

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：本文十号・添付書類十 手順の概要 8/19 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点		9月18日補正		備考																			
添付書類十		添付書類十		抽出リスト C-4																			
<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">配慮すべき事項</td> <td rowspan="4">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td>溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</td> <td> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> </tr> <tr> <td>作業性</td> <td>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</td> </tr> <tr> <td>電源確保</td> <td>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</td> </tr> <tr> <td>燃料給油</td> <td>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</td> </tr> </table>		配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択		溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	作業性	格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。	燃料給油	配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。	<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="4">配慮すべき事項</td> <td rowspan="4">重大事故等時の対応手段の選択</td> <td>溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止</td> <td> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p> </td> </tr> <tr> <td>作業性</td> <td>格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</td> </tr> <tr> <td>電源確保</td> <td>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</td> </tr> <tr> <td>燃料給油</td> <td>配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。</td> </tr> </table>		配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>	作業性	格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。	燃料給油
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択			溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>																		
				作業性	格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。																		
				電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。																		
		燃料給油	配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。																				
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）への落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器内へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧代替注水系（常設）に異常がなく、交流動力電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、代替循環冷却系に異常がなく、交流動力電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>交流動力電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水している状況において、炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>なお、代替循環冷却系により発電用原子炉を冷却する場合は、代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を選択する。</p>																				
		作業性	格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプのホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。																				
		電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。																				
		燃料給油	配慮すべき事項は「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料給油と同様である。																				
10-5-67		10-5-67																					

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表
 【対象項目：本文十号 第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点		9月18日補正	備考
第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（9/19）		第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要（9/19）	抽出リスト C-5
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等		1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。	
対応手段等	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	
	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。	
	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。	

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類十 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点	9月18日補正	備考																				
<p style="text-align: center;">第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要（9/19）</p> <p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">対応手段等</td> <td> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">不活性化</td> <td>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内^容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。	対応手段等	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">不活性化</td> <td>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内^容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table>	不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内 ^容 の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 	水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。	<p style="text-align: center;">第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要（9/19）</p> <p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">方針目的</td> <td>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">対応手段等</td> <td> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">不活性化</td> <td>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。	対応手段等	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">不活性化</td> <td>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table>	不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 	水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。	<p>抽出リスト C-5</p>
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。																					
対応手段等	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">不活性化</td> <td>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内^容の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table>	不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内 ^容 の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 	水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。															
不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内 ^容 の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。																					
可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 																					
水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。																					
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。																					
対応手段等	<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 10%; text-align: center;">不活性化</td> <td>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水素濃度及び酸素濃度の監視</td> <td>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。</td> </tr> </table>	不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。	可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 	水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。															
不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素）で置換することにより不活性化した状態とする。																					
可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を以下の手段により抑制又は排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 																					
水素濃度及び酸素濃度の監視	原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を用いて測定し、監視する。																					

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：本文十号 ハ項 (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点	9月18日補正	備 考
<p>(i) 重大事故等対策</p> <p>c. 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。</p> <p>関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるようにする。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織（以下「支援組織」という。）からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p>	<p>(i) 重大事故等対策</p> <p>c. 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。</p> <p>関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるようにする。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p>	<p>抽出リスト C-6</p>

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類十 5.1.3 支援に係る事項】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点	9月18日補正	備考
<p>5.1.3 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p> <p>プラントメーカー、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料の供給の協定を締結し、発電所を支援する体制を整備する。</p> <p>重大事故等発生後、本店対策本部が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社等から現場操作対応等を実施する要員の派遣、事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等、重大事故等発生後に必要な支援及び要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるように支援計画を定める。</p> <p>資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織（以下「支援組織」という。）からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p>	<p>5.1.3 支援に係る事項</p> <p>重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p> <p>プラントメーカー、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料の供給の協定を締結し、発電所を支援する体制を整備する。</p> <p>重大事故等発生後、本店対策本部が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社等から現場操作対応等を実施する要員の派遣、事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等、重大事故等発生後に必要な支援及び要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるように支援計画を定める。</p> <p>資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。</p> <p>原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p>	<p>抽出リスト C-6</p>

東海第二発電所 設置変更許可申請書 修正前後比較表

【対象項目：添付書類八 1.4.1.7(1),1.4.1.7(2),1.4.1.7(3)】

東海第二発電所 第五回補正申請（平成30年9月12日）時点	9月18日補正	備考
<p>1.4.1.7 津波監視</p> <p>(1) 津波・構内監視カメラ 津波・構内監視カメラは、原子炉建屋の屋上 T.P. +64m, 防潮堤の上部 T.P. +18m 及び防潮堤の上部 T.P. +20m に設置し、暗視機能を有したカメラを用い、中央制御室から昼夜問わず監視可能な設計とする。</p> <p>(2) 取水ピット水位計 取水ピット水位計は、T.P. +3m の敷地の取水ピット上版に設置し、非常用海水ポンプが設置された取水ピットの下降側の津波高さを計測できるよう、T.P. -7.8m~T.P. +2.3m を計測範囲とし、中央制御室から監視可能な設計とする。 なお、取水ピット水位計は、漂流物の影響を受けにくい取水ピット上版に設置する。また、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策として取水ピットの北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個の取水ピット水位計を多重化して設置する。</p> <p>(3) 潮位計 潮位計は、取水口入口近傍の取水路内の高さ T.P. -5.0m の位置に設置し、取水口付近の上昇側の津波高さを計測できるよう、T.P. -5.0m~T.P. +20.0m を計測範囲とし、中央制御室から監視可能な設計とする。 なお、潮位計は、漂流物の影響を受けにくい取水口入口近傍に設置する。また、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策として取水口入口近傍の北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個の潮位計を多重化して設置する。</p>	<p>1.4.1.7 津波監視</p> <p>(1) 津波・構内監視カメラ 津波・構内監視カメラは、原子炉建屋の屋上 T.P. +64m, 防潮堤の上部 T.P. +18m 及び防潮堤の上部 T.P. +20m に設置し、暗視機能を有したカメラを用い、中央制御室及び緊急時対策所から昼夜問わず監視可能な設計とする。</p> <p>(2) 取水ピット水位計 取水ピット水位計は、T.P. +3m の敷地の取水ピット上版に設置し、非常用海水ポンプが設置された取水ピットの下降側の津波高さを計測できるよう、T.P. -7.8m~T.P. +2.3m を計測範囲とし、中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。 なお、取水ピット水位計は、漂流物の影響を受けにくい取水ピット上版に設置する。また、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策として取水ピットの北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個の取水ピット水位計を多重化して設置する。</p> <p>(3) 潮位計 潮位計は、取水口入口近傍の取水路内の高さ T.P. -5.0m の位置に設置し、取水口付近の上昇側の津波高さを計測できるよう、T.P. -5.0m~T.P. +20.0m を計測範囲とし、中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。 なお、潮位計は、漂流物の影響を受けにくい取水口入口近傍に設置する。また、漂流物の衝突に対する防止策・緩和策として取水口入口近傍の北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個の潮位計を多重化して設置する。</p>	<p>抽出リスト C-7</p> <p>抽出リスト C-7</p> <p>抽出リスト C-7</p>