

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (1/11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (1/11)					・体制及び運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 設備構成,対応する 要員及び所要時間の相 違
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.1	—	—	—	—	1.1	—	—	—	—	1.1	—	—	—	—	
1.2	高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約40分	1.2	現場での手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	58分以内	1.2	高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (現場)	4	35分以内	
	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却 (運転員操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	約90分		現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	運転員等 (中央制御室, 現場)	5	125分以内		原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (現場)	4	1時間以内	
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様			代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の [常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] 及び [可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電		1.14と同様				
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様			代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電		1.14と同様				
1.3	ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	1.3	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放	1.14に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			1.3	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	5	40分以内	
	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約35分		可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様				可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.14と同様			
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約55分	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放	1.14に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復		運転員 (中央制御室, 現場)	5	1時間10分以内		
	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 (不活性ガスから高圧窒素ガス供給系への切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	非常用窒素供給系による駆動源確保 (非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ切替え)	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	282分以内	逃がし安全弁窒素ガス供給設備による窒素ガス確保		運転員 (中央制御室, 現場)	3		25分以内	
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様			非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし弁開放 (非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替え)	運転員等 (現場)	2	120分以内	逃がし安全弁窒素ガス供給設備による背圧対策		運転員 (中央制御室)	1	1時間以内		
	代替交流電源設備による復旧	1.14と同様			代替直流電源設備による復旧	1.14に記載の [可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			緊急時対策要員		2				
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約240分	代替交流電源設備による復旧	1.14に記載の [常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			代替直流電源設備による復旧	1.14と同様						
1.4	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約125分	1.3	代替交流電源設備による復旧	1.14に記載の [可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電] と同様			代替交流電源設備による復旧	1.14と同様				
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4			約330分	緊急時対策要員	3		インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	10時間以内		
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約150分	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	300分以内	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されている場合)	運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内			
	低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) (現場操作)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	215分以内	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3		2時間10分以内		
	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内	代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合)	重大事故等対応要員	8			緊急時対策要員	2				
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 (設計基準拡張)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内					低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (交流電源が確保されている場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	3時間10分以内			
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	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分					緊急時対策要員	12						
1.5	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分											
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (2 / 11)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.5	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が防火水槽の場合)	緊急時対策要員	2	約125分	
	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	緊急時対策要員	6	約155分	
	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	緊急時対策要員	2	約150分	
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	2 6	約270分	
	フィルタ装置スクラバpH調整	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 6	約85分	
	ドレン移送ライン窒素ガスバージ	緊急時対策要員	2	約135分	
	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分	
	耐圧強化バント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約55分	
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約70分	
	耐圧強化バント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約135分	
	代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約540分	
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉除熱 (設計標準拡張)	1.4と同様			
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 3	約125分	
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 6	約330分	
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 3	約125分	
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 6	約330分		
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分	
	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 (一次隔離弁を全開状態で保持)	運転員 (現場)	2	約40分	
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内	

東海第二発電所 (2018.9.12版)

表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水) (現場操作)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	165分以内
	(西側淡水貯水設備から残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合)	重大事故等対応要員	8	
	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水) (現場操作)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	535分以内
	(代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合)	重大事故等対応要員	8	
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	147分以内	
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱	運転員等 (中央制御室, 現場)	6	147分以内	
1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (格納容器バント準備: S/C側バントの場合)	1.7と同様		
	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 (現場操作) (格納容器バント開始操作)	1.7と同様		
	フィルタ装置スクラビング水補給 (代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合)	1.7と同様		
	原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換 (格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換の場合)	1.7と同様		
	フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換	1.7と同様		
フィルタ装置スクラビング水移送	1.7と同様			

島根原子力発電所 2号炉

第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (2 / 11)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
1.5	格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 4	2時間以内
	格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間50分以内
	原子炉補機代替冷却系による除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	5	7時間20分以内
		緊急時対策要員	15	
	原子炉補機代替冷却系による除熱 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	5	7時間以内
		緊急時対策要員	6	
1.6	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (交流電源が確保されている場合)	運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (交流電源が確保されている場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	3時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (全交流動力電源が喪失している場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考		
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (3/11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (3/11)							
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間			
1.7	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が防火水槽の場合)	運転員 (中央制御室)	1	約125分	1.5	フィルタ装置スクラビング水移送 (代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張りの場合)	1.7と同様			1.7	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ	運転員 (中央制御室)	1	2時間以内			
		緊急時対策要員	6				125分以内	緊急時対策要員	4								
	フィルタ装置水位調整 (水張り) (水源が淡水貯水池であらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	運転員 (中央制御室)	1	約155分		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 (現場操作) (格納容器ベント準備: S/C側ベントの場合)		運転員等 (現場)	3		12分以内	1.7	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)		3	2時間50分以内
		緊急時対策要員	10				運転員等 (現場)	3	緊急時対策要員					15			
	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	運転員 (中央制御室)	1	約130分		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 (現場操作) (格納容器ベント開始操作)					1.7	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保	運転員 (中央制御室, 現場)	3		7時間20分以内	
		緊急時対策要員	10				運転員 (中央制御室, 現場)	3	緊急時対策要員				6				
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	運転員 (中央制御室)	2	約270分		1.6	代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレー (淡水/海水) (現場操作) (代替淡水貯槽から残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレーの場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6		215分以内	1.8	格納容器代替スプレー系 (可搬型) によるベDESTAL内への注水	運転員 (中央制御室)		1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	6					重大事故等対応要員	8					緊急時対策要員		12	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員 (中央制御室)	1	約85分			代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレー (淡水/海水) (現場操作) (西側淡水貯水設備から残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレーの場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6		215分以内		格納容器代替スプレー系 (可搬型) によるベDESTAL内への注水 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)		1	3時間10分以内
		緊急時対策要員	10					重大事故等対応要員	8					緊急時対策要員		12	
	ドレン移送ライン窒素ガスバージ	緊急時対策要員	8	約130分			代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレー (淡水/海水) (現場操作)	運転員等 (中央制御室, 現場)	6		535分以内		ベDESTAL代替注水系 (可搬型) によるベDESTAL内への注水	運転員 (中央制御室)		1	2時間10分以内
	ドレンタンク水抜き	運転員 (中央制御室)	1	約80分				重大事故等対応要員	8					緊急時対策要員		12	
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 (現場操作)		運転員 (中央制御室, 現場)	6		約75分		代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレー (淡水/海水) (現場操作) (代替淡水貯槽から残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレーの場合)	運転員等 (現場)	6	3時間10分以内	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水		運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内		
	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	6	重大事故等対応要員				8	緊急時対策要員				12				
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約540分	1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (格納容器ベント準備: S/C側ベントの場合)		運転員等 (現場)	6	125分以内	1.7	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)		運転員 (中央制御室)	1	3時間10分以内		
緊急時対策要員	13	重大事故等対応要員					8	緊急時対策要員					12				
格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	4	35分以内		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 (現場操作) (格納容器ベント準備: S/C側ベントの場合)		運転員等 (現場)	3	30分以内		フィルタ装置スクラビング水補給 (代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給の場合)		重大事故等対応要員	8	180分以内		
	運転員 (中央制御室, 現場)	4					約125分	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 (現場操作) (格納容器ベント開始操作)									重大事故等対応要員
	緊急時対策要員	3			約330分	運転員 (中央制御室, 現場)			4			約125分					
格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約330分				低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (防火水槽を水源とした送水)	緊急時対策要員	3		約125分		低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水貯水池を水源とした送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約330分	
	緊急時対策要員	6			緊急時対策要員	3		緊急時対策要員	6								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (4/11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (4/11)					
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.8	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約20分	1.7	原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 (格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換の場合)	重大事故等対応要員	6	135分以内	1.9	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	緊急時対策要員	2	2時間以内	
1.9	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分		フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	重大事故等対応要員	6	135分以内		格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ	1.7と同様			
	原子炉格納容器バント弁駆動源確保(予備ポンプ)	1.5と同様				フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	54分以内		代替電源設備による必要な設備への給電	1.14と同様			
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	1.7と同様			フィルタ装置スクラビング水移送 (代替淡水貯槽からのフィルタ装置スクラビング 水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り の場合)	重大事故等対応要員	8	180分以内	代替電源設備による必要な設備への給電	1.14と同様					
	フィルタ装置水位調整(水張り)	1.7と同様			格納容器下部注水系(可搬型)によるベデスタル(ド ライウエル部)への注水(淡水/海水)	運転員等 (中央制御室)	1	215分以内	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用 した燃料プールへの注水	運転員(中央制御室)	1	2時間10分以内			
	フィルタ装置水位調整(水抜き)	1.7と同様			(代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用したベ デスタル(ドライウエル部)水位確保の場合)	重大事故等対応要員	8		燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを 使用した燃料プールへの注水	運転員(中央制御室)	1		2時間50分以内		
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	1.7と同様			格納容器下部注水系(可搬型)によるベデスタル(ド ライウエル部)への注水(淡水/海水)	運転員等 (中央制御室)	1	140分以内	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用 した燃料プールへのスプレイ	運転員(中央制御室)	1	2時間10分以内			
	フィルタ装置スクラバpH調整	1.7と同様			(西側淡水貯水設備から高所西側接続口を使用し たベデスタル(ドライウエル部)水位確保の場合)	重大事故等対応要員	8		燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを 使用した燃料プールへのスプレイ	運転員(中央制御室)	1		2時間50分以内		
耐圧強化バント系(W/W)による原子炉格納容器内の水 素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約60分	格納容器下部注水系(可搬型)によるベデスタル(ド ライウエル部)への注水(淡水/海水)	運転員等 (中央制御室)	1	535分以内	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様						
耐圧強化ラインの窒素ガスバージ	緊急時対策要員	4	約360分	(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用 したベデスタル(ドライウエル部)水位確保の場合)	重大事故等対応要員	8		燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内				
水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装 による原子炉格納容器内の監視)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器へ の注水(淡水/海水)	運転員等 (中央制御室)	1	215分以内	代替電源設備による監視設備への給電	1.14と同様						
代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様			(代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管を使用 した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注 水の場合)	重大事故等対応要員	8		大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物 質の拡散抑制	緊急時対策要員	12	4時間以内				
代替原子炉補機冷却系による冷却水確保	1.5と同様			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器へ の注水(淡水/海水)	運転員等 (中央制御室)	1	140分以内	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑 制	緊急時対策要員	7	4時間20分以内				
1.10 代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様			(西側淡水貯水設備から残留熱除去系C系配管を 使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器へ の注水の場合)	重大事故等対応要員	8		シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制 (2号炉放水接合槽への設置)	緊急時対策要員	7	2時間40分以内				
1.11	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用 した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とした 送水)	運転員(中央制御室)	1	110分以内	1.8 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器へ の注水(淡水/海水)	運転員等 (中央制御室)	1	535分以内	大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災へ の泡消火	緊急時対策要員	12	4時間40分以内			
	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用 した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とし た送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない 場合))	運転員(中央制御室)	1		330分以内	緊急時対策要員	2			燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内		
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを 使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とし た送水(SFP可搬式接続口を使用した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約110分		緊急時対策要員	2			代替電源設備による監視設備への給電	1.14と同様				
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを 使用した使用済燃料プールへの注水(防火水槽を水源とし た送水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約120分		緊急時対策要員	2			燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内		
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを 使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源と した送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できな い場合)でSFP可搬式接続口を使用した場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分	緊急時対策要員	6			代替電源設備による監視設備への給電	1.14と同様					

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (6 / 11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (6 / 11)					
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (原子炉隔離時冷却系による注水 (現場手動操作))	1.2と同様			1.11	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) (現場操作) (代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	535分以内	1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水 (交流電源が確保されている場合)) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	3時間20分以内	
	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (格納容器下部注水系 (常設) による注水)	1.8と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱 (代替循環冷却系による減圧及び除熱)	1.7と同様				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールの注水 (淡水/海水) (代替淡水貯槽から高所東側接続口を使用した使用済燃料プールの注水の場合)	運転員等 (中央制御室)	1	215分以内		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水 (交流電源が確保されている場合)) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	3時間20分以内	
	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱 (代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱)	1.7と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧代替注水系 (可搬型) による注水)	1.4及び1.8と同様				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールの注水 (淡水/海水) (西側淡水貯槽から高所西側接続口を使用した使用済燃料プールの注水の場合)	運転員等 (中央制御室)	1	140分以内		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による冷却 (交流電源が確保されている場合)) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内	
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による冷却)	1.6と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
	防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給 (可搬型代替注水ポンプによる水位調整 (水張り))	1.5及び1.7と同様				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールの注水 (淡水/海水) (西側淡水貯槽から高所西側接続口を使用した使用済燃料プールの注水の場合)	運転員等 (中央制御室)	1	535分以内		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による冷却 (交流電源が確保されている場合)) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内	
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (格納容器下部注水系 (可搬型) による注水)	1.8と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールの注水 (淡水/海水) (代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールの注水の場合)	運転員等 (中央制御室)	1	435分以内		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による冷却 (交流電源が確保されている場合)) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	3時間20分以内	
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールの注水 (淡水/海水) (代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した使用済燃料プールの注水の場合)	運転員等 (中央制御室)	1	370分以内		海を水源としたベデスタル内への注水 (格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	1	3時間20分以内	
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧代替注水系 (可搬型) による注水)	1.4及び1.8と同様				可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールの注水 (淡水/海水) (代替淡水貯槽から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した使用済燃料プールの注水の場合)	運転員等 (中央制御室)	1	1.12と同様		海を水源としたベデスタル内への注水 (ベデスタル代替注水系 (可搬型) による注水)	運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内	
	淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による冷却)	1.6と同様				重大事故等対応要員	8	緊急時対策要員			12				
淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源としたフィルタ装置への補給 (可搬型代替注水ポンプによる水位調整 (水張り))	1.5及び1.7と同様			大気への放射性物質の拡散抑制		1.12と同様		海を水源としたベデスタル内への注水 (ベデスタル代替注水系 (可搬型) による注水)	運転員 (中央制御室, 現場)	1	3時間20分以内				
淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (格納容器下部注水系 (可搬型) による注水)	1.8と同様			代替電源による給電		1.14と同様		海を水源としたベデスタル内への注水 (ベデスタル代替注水系 (可搬型) による注水) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	1					
淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様			1.12 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲に	重大事故等対応要員	8	145分以内								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (7 / 11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (7 / 11)					
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.13	淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様			1.13	よる大気への放射性物質の拡散抑制				1.13	海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プールのスプレイ系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内	
	淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	9	360分以内		緊急時対策要員	12			
	淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対応要員	8	145分以内		運転員 (中央制御室)	1	2時間50分以内		
	淡水貯水池 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	1.11と同様				代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	535分以内		緊急時対策要員	12			
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧代替注水系 (可搬型) による注水 (交流電源が確保されている場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 10	約315分		西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	320分以内		運転員 (中央制御室)	1	2時間10分以内		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧代替注水系 (可搬型) による注水 (全交流動力電源が喪失している場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 10	約315分		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (SA用海水ピット) から原子炉建屋東側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	370分以内		緊急時対策要員	12			
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による冷却 (交流電源が確保されている場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 10	約315分		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (SA用海水ピット) から原子炉建屋西側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	310分以内		運転員 (中央制御室)	1	2時間50分以内		
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による冷却 (全交流動力電源が喪失している場合))	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 10	約315分		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (SA用海水ピット) から原子炉建屋西側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	220分以内		緊急時対策要員	12			
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水 (格納容器下部注水系 (可搬型) による注水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	6 10	約315分		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (SA用海水ピット) から高所東側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	225分以内		海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 (原子炉補機代替冷却系による除熱)	1.5と同様	2時間10分以内		
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約305分		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (SA用海水ピット) から高所西側接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	180分以内		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水への補給	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員		1 12	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 10	約305分		代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8			海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車による低圧原子炉代替注水への補給	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 12	2時間10分以内	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室) 緊急時対策要員	1 10	約315分							海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 (原子炉補機代替冷却系による除熱)	1.5と同様			
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した注水)	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 10	約315分							海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制 (大型送水ポンプ車及び放水砲による拡散抑制)	1.12と同様			
	海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 (代替原子炉補機冷却系による除熱)	1.5と同様									海を水源とした航空機燃料火災への泡消火 (大型送水ポンプ車, 放水砲による泡消火)	1.12と同様			
海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制 (大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放水砲による拡散抑制)	1.12と同様							海から輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への補給 (大型送水ポンプ車による補給)	緊急時対策要員	12	3時間40分以内				

北崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考																																																
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (8 / 11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (8 / 11)																																																					
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																	
1.13	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火 (大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火)	1.12と同様			145分以内	(可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	重大事故等対応要員	8	175分以内	西側淡水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)	1.14	常設代替交流電源設備による給電 (M/C D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内																																																
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入 (ほう酸水注入系による注水)	1.2と同様															西側淡水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給)	運転員等 (中央制御室)	1	160分以内	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し、M/C C系又はD系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間10分以内																																							
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入 (ほう酸水注入系によるほう酸水注入)	1.8と同様																								海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ビット) から代替淡水貯槽への補給)	重大事故等対応要員	8	160分以内	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電 (緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、M/C C系又はM/C D系受電の場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	4時間35分以内																														
	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員 (中央制御室)	1	340分以内																															海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ビット) から代替淡水貯槽への補給	運転員等 (中央制御室)	1	160分以内	所内常設蓄電池式直流電源設備による給電 (B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池 (S A) への受電切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分以内																					
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)	運転員 (中央制御室)	1																																									約325分	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	重大事故等対応要員	8	165分以内	代替交流電源設備による所内常設蓄電池式直流電源設備への給電 (A-115V系充電器盤への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内											
	海を水源とした大容量送水車 (海水取水用) 及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員 (中央制御室)	1																																																			約300分	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所 (S A用海水ビット) から西側淡水貯水設備への補給	重大事故等対応要員	8	220分以内	代替交流電源設備による所内常設蓄電池式直流電源設備への給電 (B1-115V系充電器盤 (S A) への受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内	
	海から防火水槽への補給 (大容量送水車 (海水取水用) による補給)	緊急時対策要員	3																																																												
常設代替交流電源設備による給電 (M/C D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約245分		常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	3	250分以内	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	180分以内																																																			
常設代替交流電源設備による給電 (M/C C系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	6												約245分	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)	2	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	5時間10分以内																																									
可搬型代替交流電源設備による給電 (P/C C系動力変圧器の一次側に接続し、P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	4																						約40分	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内																															
可搬型代替交流電源設備による給電 (緊急用電源切替箱接続装置に接続し、P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	4		約40分																														可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内																						
電力融通による給電 (号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用し、M/C C系又はM/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	10																																									約40分	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内												
電力融通による給電 (号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用し、M/C C系又はM/C D系を受電する場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	10																																																			約40分	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内		
所内蓄電池式直流電源設備による給電 (直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4																																																													約40分
所内蓄電池式直流電源設備による給電 (直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内																																																			
代替交流電源設備による所内蓄電池式直流電源設備への給電 (直流125V充電器盤Aの受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4												約40分	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内																																									
代替交流電源設備による所内蓄電池式直流電源設備への給電 (直流125V充電器盤Bの受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4																						約40分	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内																															
代替交流電源設備による所内蓄電池式直流電源設備への給電 (直流125V充電器盤A-2の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4		約40分																														可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	緊急時対策要員	3	5時間10分以内																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考													
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (9 / 11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (9 / 11)																		
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間														
1.14	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電 (AM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約35分	1.15	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	重大事故等対応要員	6	250分以内	1.16	チェン징ングエリアの設置及び運用手順	重大事故等対応要員	2	170分以内	1.14	可搬型代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	5時間50分以内									
	中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約50分			可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員等 (中央制御室, 現場)				2	250分以内	重大事故等対応要員			6	緊急時対策要員		3	30分以内	可搬型代替交流電源設備 (緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続による受電) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3				
	可搬型直流電源設備による給電 (AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約455分		重大事故等対応要員	6	250分以内			可搬型代替直流電源設備 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) によるSAロードセンタ及びBSAコントロールセンタ受電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	4時間35分以内			可搬型代替交流電源設備 (緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセンタ及びBSAコントロールセンタ受電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	4時間40分以内	燃料補給設備による給電 (タンクローリによる給電対象設備への給電)	緊急時対策要員	2	30分以内				
	可搬型直流電源設備による給電 (緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4			約410分	可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油 (初回)	重大事故等対応要員			2	90分以内	可搬型代替交流電源設備 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) によるSAロードセンタ及びBSAコントロールセンタ受電	運転員 (中央制御室, 現場)			3	4時間35分以内	燃料補給設備による給電 (ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給)	緊急時対策要員	2	2時間30分以内	燃料補給設備による給電 (タンクローリによる給電対象設備への給電)	緊急時対策要員	2			
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内		可搬型設備用軽油タンクからのタンクローリへの給油 (2回目以降)	重大事故等対応要員	2	50分以内		海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内			モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分		タンクローリから各機器への給油	重大事故等対応要員	2	30分以内		可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	重大事故等対応要員	2	475分以内			可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	重大事故等対応要員	2	110分以内	燃料補給設備による給電 (ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給)	緊急時対策要員	2	1時間50分以内				
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約40分		可搬型計測器による計測	重大事故等対応要員	2	63分以内		可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	110分以内			可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90分以内	燃料補給設備による給電 (タンクローリによる給電対象設備への給電)	緊急時対策要員	2	30分以内				
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	5			約40分	チェン징ングエリアの設置及び運用手順	重大事故等対応要員	2		170分以内	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2			100分以内	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内			
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (P/C系動力変圧器の一次側に接続) による直流125V主母線盤B受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約80分		原子炉建屋ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 (現場での原子炉建屋外側ブローアウトパネル部閉止手順)	重大事故等対応要員	2	40分以内 (1枚)		可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	110分以内			可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90分以内	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	100分以内				
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 (可搬型代替交流電源設備 (P/C系動力変圧器の一次側に接続) による直流125V主母線盤B受電)	緊急時対策要員	6			約80分	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	重大事故等対応要員	2		475分以内	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2			110分以内	可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90分以内	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	100分以内			
	可搬型代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約25分		可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	90分以内		海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内			モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内				
	号炉間電力融通ケーブル (常設) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約110分		可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	100分以内		海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内			モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内				
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	8		約240分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策		重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内						
	可搬型代替交流電源設備 (AM用動力変圧器に接続) によるAM用MCCへの給電	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約315分	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等対応要員	2	100分以内	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員		2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内							
	可搬型代替交流電源設備 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) によるAM用MCCへの給電	緊急時対策要員	6		約315分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策		重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内						
	燃料補給設備による給電 (軽油タンクからタンクローリ (4kL) への補給)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約270分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員		2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内							
	燃料補給設備による給電 (タンクローリ (4kL) による給電対象設備への給電)	緊急時対策要員	6		約270分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策		重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内						
	燃料補給設備による給電 (軽油タンクからタンクローリ (16kL) への補給)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約105分以内	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員		2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内							
燃料補給設備による給電 (タンクローリ (16kL) による給電対象設備への給電)	緊急時対策要員	6	約105分以内		海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内								
燃料補給設備による給電 (タンクローリ (4kL) による給電対象設備への給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約15分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内									
燃料補給設備による給電 (タンクローリ (16kL) による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給電)	緊急時対策要員	6		約15分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内								
燃料補給設備による給電 (タンクローリ (16kL) による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約90分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内									
燃料補給設備による給電 (タンクローリ (16kL) による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給電)	緊急時対策要員	6		約90分	海上モニタリング	重大事故等対応要員	4	290分以内	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	185分以内	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	300分以内	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	重大事故等対応要員	2	30分以内								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)					東海第二発電所 (2018.9.12版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (10 / 11)					表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性					第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (10 / 11)					
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
1.15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段 (可搬型計測器 (現場) による計測)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約18分		減対策				1.15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段 (可搬型計測器 (現場) による計測)	運転員 (現場)	2	20分以内	
	計器電源が喪失した場合の手段	1.14と同様				可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	重大事故等対応要員	2	80分以内		計器電源が喪失した場合の手段	1.14と同様			
1.16	中央制御室換気空調系設備の運転手順等 (中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	運転員 (中央制御室, 現場)	8	約30分	1.18	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所非常用換気設備の運転)	災害対策要員	1	5分以内	1.16	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転手順	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内	
	中央制御室換気空調系設備の運転手順等 (全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)	運転員 (現場)	4	約30分		緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所エリアモニタの設置)	重大事故等対応要員	1	10分以内		中央制御室待避室の正圧化準備手順	運転員 (現場)	2	30分以内	
	中央制御室待避室の準備手順 (中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)	運転員 (現場)	2	約30分		可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1.17と同様				チェンジングエリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	2時間以内	
	チェンジングエリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分		重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順)	災害対策要員	2	65分以内		現場での原子が建物ブローアウトパネル部の閉止手順	緊急時対策要員	2	1個あたり2時間以内	
1.17	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 (現場での原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止手順)	運転員 (現場), 緊急時対策要員	4	1枚あたり約10時間	1.19	放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順)	災害対策要員	1	5分以内	1.17	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	6時間40分以内	
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	約435分		重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所加圧設備への切り替え準備手順)	災害対策要員	1	5分以内		放射能観測車による放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内	
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約95分		放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順)	災害対策要員	1	5分以内		放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内	
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約95分		放射線防護に関する手順等 (緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替え手順)	災害対策要員	1	5分以内		放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間40分以内	
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分		必要な数の要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)	重大事故等対応要員	2	20分以内		放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間20分以内	
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約65分		必要な数の要員の収容に係る手順等 (緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順)	災害対策要員	1	5分以内		放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内	
	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約260分		代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機による給電【常用電源設備又は自動起動する緊急時対策所用発電機による給電を確認する手順の判断基準】)	災害対策要員	1	3分以内		海上モニタリング	緊急時対策要員	3	5時間20分以内	
	可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約335分		代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機による給電【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】)	災害対策要員	1	10分以内		モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	7時間20分以内	
	放射線防護に関する手順等 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機からの陽圧化装置 (空気ポンプ) への切替え手順)	緊急時対策要員	3	約5分		代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機による給電【緊急時対策所用発電機の手動起動手順の判断基準】)	災害対策要員	1	10分以内		可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	4時間以内	
	放射線防護に関する手順等 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置 (空気ポンプ) への切替え手順)	緊急時対策要員	2	約30分							放射線防護に関する手順等 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機からの陽圧化装置 (空気ポンプ) への切替え手順)	緊急時対策要員	2	30分以内	
放射線防護に関する手順等 (5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のバージ手順)	緊急時対策要員	2	約30分					放射線防護に関する手順等 (5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のバージ手順)	緊急時対策要員	2	約30分				
要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)	緊急時対策要員	2	約90分					要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)	緊急時対策要員	2	約90分				
代替電源設備からの給電手順 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)	緊急時対策要員	2	約25分					代替電源設備からの給電手順 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)	緊急時対策要員	2	約25分				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (11 / 11)		第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (11 / 11)																																																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.18</td> <td>代替電源設備からの給電手順 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>約130分</td> </tr> <tr> <td>1.19</td> <td>代替電源設備から給電する手順等</td> <td colspan="3">1.14及び1.18と同様</td> </tr> </tbody> </table>	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.18	代替電源設備からの給電手順 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)	緊急時対策要員	2	約130分	1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様				<table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">1.18</td> <td>緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所空気浄化送風機運転手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>1時間30分以内</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による空気供給準備手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>2時間以内</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所立ち上げの手順 (可搬式エリア放射線モニタの設置手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>1</td> <td>20分以内</td> </tr> <tr> <td>可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順</td> <td colspan="3">1.17と同様</td> </tr> <tr> <td>重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による加圧手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>5</td> <td>5分以内</td> </tr> <tr> <td>重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>5</td> <td>5分以内</td> </tr> <tr> <td>必要な数の要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>1</td> <td>20分以内</td> </tr> <tr> <td>必要な数の要員の収容に係る手順等 (緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>3</td> <td>6分以内</td> </tr> <tr> <td>代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機準備手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>3</td> <td>40分以内</td> </tr> <tr> <td>代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機起動手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>3</td> <td>20分以内</td> </tr> <tr> <td>代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機への燃料給油手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>2時間50分以内</td> </tr> <tr> <td>代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機の切替え手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>2</td> <td>20分以内</td> </tr> <tr> <td>代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機 (予備) の切替え手順)</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>3</td> <td>3時間15分以内</td> </tr> <tr> <td>1.19</td> <td>代替電源設備から給電する手順等</td> <td colspan="3">1.14及び1.18と同様</td> </tr> </tbody> </table>	No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	1.18	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所空気浄化送風機運転手順)	緊急時対策要員	2	1時間30分以内	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による空気供給準備手順)	緊急時対策要員	2	2時間以内	緊急時対策所立ち上げの手順 (可搬式エリア放射線モニタの設置手順)	緊急時対策要員	1	20分以内	可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順	1.17と同様			重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による加圧手順)	緊急時対策要員	5	5分以内	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順)	緊急時対策要員	5	5分以内	必要な数の要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)	緊急時対策要員	1	20分以内	必要な数の要員の収容に係る手順等 (緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順)	緊急時対策要員	3	6分以内	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機準備手順)	緊急時対策要員	3	40分以内	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機起動手順)	緊急時対策要員	3	20分以内	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機への燃料給油手順)	緊急時対策要員	2	2時間50分以内	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機の切替え手順)	緊急時対策要員	2	20分以内	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機 (予備) の切替え手順)	緊急時対策要員	3	3時間15分以内	1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様			
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																													
1.18	代替電源設備からの給電手順 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)	緊急時対策要員	2	約130分																																																																													
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様																																																																															
No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																																																																													
1.18	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所空気浄化送風機運転手順)	緊急時対策要員	2	1時間30分以内																																																																													
	緊急時対策所立ち上げの手順 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による空気供給準備手順)	緊急時対策要員	2	2時間以内																																																																													
	緊急時対策所立ち上げの手順 (可搬式エリア放射線モニタの設置手順)	緊急時対策要員	1	20分以内																																																																													
	可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順	1.17と同様																																																																															
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による加圧手順)	緊急時対策要員	5	5分以内																																																																													
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 (緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順)	緊急時対策要員	5	5分以内																																																																													
	必要な数の要員の収容に係る手順等 (チェンジングエリアの設置及び運用手順)	緊急時対策要員	1	20分以内																																																																													
	必要な数の要員の収容に係る手順等 (緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順)	緊急時対策要員	3	6分以内																																																																													
	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機準備手順)	緊急時対策要員	3	40分以内																																																																													
	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機起動手順)	緊急時対策要員	3	20分以内																																																																													
	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機への燃料給油手順)	緊急時対策要員	2	2時間50分以内																																																																													
	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機の切替え手順)	緊急時対策要員	2	20分以内																																																																													
	代替電源設備からの給電手順 (緊急時対策所用発電機 (予備) の切替え手順)	緊急時対策要員	3	3時間15分以内																																																																													
	1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様																																																																														

実線・・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [技術的能力 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	島根2号炉は、重大事故等対処設備（本来の用途）として低圧原子炉代替注水系を新規設置しているため、柏崎6/7の復水補給水系にあたる復水輸送系は自主対策設備として第2表に記載		
②	東海第二は、旧緊急時対策所のガスタービン発電機の供給先を切り替えて非常用所内電気設備へ給電する手順を整備		
③	技術的能力1.1～1.19に記載する設備又は運用による対応手順の差異（手順の詳細比較は、各技術的能力1.1～1.19で実施）		
④	島根2号炉は、重大事故等対処設備（本来の用途）として、残留熱代替除去系を新規設置		
⑤	島根2号炉は、閉止フランジを使用しておらず、東海第二は、「補給水系～消火系～注水配管」間において、系統分離のため閉止フランジを取り付け		
⑥	島根2号炉は、吸込ラインの切替え弁が無いため、対応不要		
⑦	島根2号炉は、B又はC-RHR配管を使用する場合、現場手動弁の開操作が必要（A-RHR配管の場合は、中央操作で完結）		
⑧	島根2号炉は、消火ポンプが電動駆動だが、柏崎6/7及び東海第二は、ディーゼル駆動		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.1</p> <p style="text-align: center;"><u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉</u></p> <p style="text-align: center;">本来の用途以外の用途として使用する 重大事故等に対処するための 設備に係る切り替えの容易性について</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1. <u>切り替えの容易性について</u>・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-1</p> <p>第1表 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備・・1.0.1-2</p> <p>第2表 本来の用途以外で使用する自主対策設備・・・・1.0.1-3</p> <p>第3表 対応手順の抽出・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-4</p> <p>別紙1 重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順・・・・1.0.1-12</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.1</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p style="text-align: center;">本来の用途以外の用途として使用する 重大事故等に対処するための 設備に係る切り替えの容易性について</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 切り替えの容易性について・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-1</p> <p>表1 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備・1.0.1-2</p> <p>表2 本来の用途以外で使用する自主対策設備・・・・1.0.1-3</p> <p>表3 対応手順の抽出・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-6</p> <p>別紙1 重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順・・・・1.0.1-15</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.1</p> <p style="text-align: center;"><u>島根原子力発電所 2号炉</u></p> <p style="text-align: center;">本来の用途以外の用途として使用する 重大事故等に対処するための 設備に係る切り替えの容易性について</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1. <u>切り替えの容易性について</u>・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-1</p> <p>第1表 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備・・1.0.1-2</p> <p>第2表 本来の用途以外で使用する自主対策設備・・・・1.0.1-3</p> <p>第3表 対応手順の抽出・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-5</p> <p>別紙1 重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順・・・・1.0.1-12</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. <u>切替えの容易性について</u></p> <p>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については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに重大事故時に対処する系統に切り替えるために必要な手順を<u>事故時運転操作手順書</u>に整備する。</p> <p>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としては、<u>復水補給水系</u>、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>消火系</u>があり、<u>表 1</u>に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備を、<u>表 2</u>に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、<u>表 3</u>に対応手順の抽出、別紙 1 に操作の概要を示す。</p> <p>また、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えるため、当該操作を明確にした手順等を整備するとともに、当該操作に係る訓練を継続的に実施することにより速やかに<u>切替え</u>できるよう技能の維持・向上を図る。</p>	<p>1. <u>切り替えの容易性について</u></p> <p>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については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに重大事故時に対処する系統に切り替えるために必要な手順を<u>運転手順書</u>に整備する。</p> <p>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としては、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>補給水系</u>、<u>及び消火系</u>がある。<u>表 1</u>に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備、<u>表 2</u>に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、<u>表 3</u>に対応手順の抽出、別紙 1 に操作の概要を示す。</p> <p>また、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるための<u>手順を整備するのみではなく</u>、<u>当該操作に係る訓練を継続的に実施することにより速やかに切り替えができるよう技能の維持・向上を図る。</u></p>	<p>1. <u>切り替えの容易性について</u></p> <p>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については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに重大事故時に対処する系統に切り替えるために必要な手順を<u>事故時操作要領書</u>に整備する。</p> <p>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としては、<u>ほう酸水注入系</u>、<u>復水輸送系</u>、<u>消火系</u>があり、<u>第 1 表</u>に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備を、<u>第 2 表</u>に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、<u>第 3 表</u>に対応手順の抽出、別紙 1 に操作の概要を示す。</p> <p>また、通常時に使用する系統から<u>弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えるため</u>、<u>当該操作を明確にした手順等を整備するとともに</u>、<u>当該操作に係る訓練を継続的に実施することにより速やかに切り替え</u>できるよう技能の維持・向上を図る。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」手順の継続注水を実施するために復水輸送系とホース接続する際に工具を使用</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																		
<p>第1表 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備・系統</th> <th>本来の用途</th> <th>本来の用途以外の用途</th> <th>技術的能力に係る審査基準の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">復水補給水系 (MWC)</td> <td rowspan="4">プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。 (復水器への補給水、非常用炉心冷却系の洗浄水等として使用)</td> <td>給水系・非常用炉心冷却系が使用不能な場合に、発電用原子炉を減圧後に、残留熱除去系洗浄水弁、注入弁を「開」にして、原子炉圧力容器へ注水を行う。</td> <td>1.4 1.8</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系が使用不能な場合に、残留熱除去系洗浄水弁、格納容器スプレイ弁を「開」にして、原子炉格納容器内にスプレイする。</td> <td>1.6</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系が使用不能な場合に、サブプレッション・プールを水源とし、残留熱除去系熱交換器を通して冷却したサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内にスプレイすることで循環冷却を行う。</td> <td>1.7</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷時、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部専用の注水ラインの弁を「開」にして、原子炉格納容器下部へ注水を行う。 (注水ラインは復水補給水ラインのため、他系統の操作はない)</td> <td>1.8</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系 (SLC)</td> <td>万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。</td> <td>高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、復水貯蔵槽、消火系、純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う</td> <td>1.2</td> </tr> </tbody> </table>	設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目	復水補給水系 (MWC)	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。 (復水器への補給水、非常用炉心冷却系の洗浄水等として使用)	給水系・非常用炉心冷却系が使用不能な場合に、発電用原子炉を減圧後に、残留熱除去系洗浄水弁、注入弁を「開」にして、原子炉圧力容器へ注水を行う。	1.4 1.8	残留熱除去系が使用不能な場合に、残留熱除去系洗浄水弁、格納容器スプレイ弁を「開」にして、原子炉格納容器内にスプレイする。	1.6	残留熱除去系が使用不能な場合に、サブプレッション・プールを水源とし、残留熱除去系熱交換器を通して冷却したサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内にスプレイすることで循環冷却を行う。	1.7	炉心損傷時、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部専用の注水ラインの弁を「開」にして、原子炉格納容器下部へ注水を行う。 (注水ラインは復水補給水ラインのため、他系統の操作はない)	1.8	ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、復水貯蔵槽、消火系、純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う	1.2	<p>表1 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備・系統</th> <th>本来の用途</th> <th>本来の用途以外の用途</th> <th>技術的能力に係る審査基準の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系 (SLC)</td> <td>万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。</td> <td>高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。</td> <td>1.2</td> </tr> </tbody> </table>	設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目	ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。	1.2	<p>第1表 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備・系統</th> <th>本来の用途</th> <th>本来の用途以外の用途</th> <th>技術的能力に係る審査基準の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系 (SLC)</td> <td>万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、発電用原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。</td> <td>高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系が使用不能な場合に、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として原子炉圧力容器への注水を行う。</td> <td>1.2</td> </tr> </tbody> </table>	設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目	ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、発電用原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系が使用不能な場合に、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.2	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、重大事故等対処設備(本来の用途)として低圧原子炉代替注水系を新規設置しているため、柏崎 6/7の復水補給水系にあたる復水輸送系は自主対策設備として第2表に記載(以下、①の相違)</p>
設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目																																		
復水補給水系 (MWC)	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。 (復水器への補給水、非常用炉心冷却系の洗浄水等として使用)	給水系・非常用炉心冷却系が使用不能な場合に、発電用原子炉を減圧後に、残留熱除去系洗浄水弁、注入弁を「開」にして、原子炉圧力容器へ注水を行う。	1.4 1.8																																		
		残留熱除去系が使用不能な場合に、残留熱除去系洗浄水弁、格納容器スプレイ弁を「開」にして、原子炉格納容器内にスプレイする。	1.6																																		
		残留熱除去系が使用不能な場合に、サブプレッション・プールを水源とし、残留熱除去系熱交換器を通して冷却したサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内にスプレイすることで循環冷却を行う。	1.7																																		
		炉心損傷時、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部専用の注水ラインの弁を「開」にして、原子炉格納容器下部へ注水を行う。 (注水ラインは復水補給水ラインのため、他系統の操作はない)	1.8																																		
ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、復水貯蔵槽、消火系、純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う	1.2																																		
設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目																																		
ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、原子炉に中性子吸収材を注入することにより、原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。	1.2																																		
設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目																																		
ほう酸水注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、発電用原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系が使用不能な場合に、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.2																																		

表 2 (1/3) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目
補給水系	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。	常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉へ注水する。	1.4 1.8
		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替循環冷却系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系(常設)及び消火系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を行う。	1.8

第 2 表 本来の用途以外で使用する自主対策設備(1 / 2)

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目
復水輸送系(CWT)	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。(復水器への補給水、非常用炉心冷却系の洗浄水等として使用)	給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系(常設)が使用不能な場合に、復水輸送系により、復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力容器へ注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系及び格納容器代替スプレイ系(常設)が使用不能な場合に、復水輸送系により、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器内にスプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、ベDESTAL代替注水系(常設)が使用不能な場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため復水輸送系により、復水貯蔵タンクを水源としてベDESTALに落下した溶融炉心の冷却を行う。	1.8

第 2 表 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目
消火系(FP)	ろ過水タンクを水源とし、給水建屋に設置される消火ポンプにより原子炉建屋、廃棄物処理建屋、コントロール建屋、サービス建屋等の屋内消火栓、屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	恒設の原子炉注水設備、復水移送ポンプが使用不能な場合に、ディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系ポンプ、復水移送ポンプが使用不能な場合に、ディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンクを水源として代替格納容器スプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水移送ポンプが使用不能な場合に、原子炉格納容器の破損を防止するためディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンクを水源として原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を行う。	1.8
		恒設の燃料プール代替冷却設備、復水移送ポンプが使用不能な場合に、ディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンクを水源として使用済燃料プールへの注水を行う。	1.11

表 2 (2/3) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目
消火系	ろ過水貯蔵タンク等を水源とし、タービン建屋に設置される消火ポンプにより、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋廃棄物処理棟、原子炉建屋付属棟、サービス建屋等の屋内消火栓、屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉へ注水する。	1.4 1.8
		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系(常設)が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を行う。	1.8
		常設の代替燃料プール注水系及び補給水系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として使用済燃料貯蔵プールへの注水を行う。	1.11

第 2 表 本来の用途以外で使用する自主対策設備(2 / 2)

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目
消火系(FP)	補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とし、補助消火ポンプ格納槽に設置される補助消火ポンプ又は水ろ過装置排水処理室に設置される消火ポンプにより、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物等の屋内消火栓、屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	給水・復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系(常設)及び復水輸送系が使用不能な場合に、消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系(常設)及び復水輸送系が使用不能な場合に、消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、ベDESTAL代替注水系(常設)及び復水輸送系が使用不能な場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源としてベDESTALに落下した溶融炉心の冷却を行う。	1.8
		燃料プール冷却系が使用不能な場合に、消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として燃料プールへの注水を行う。	1.11

・設備の相違
【柏崎 6/7】
①の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水又はスプレイも可能

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考								
	<p align="center"><u>表 2 (3/3) 本来の用途以外で使用する自主対策設備</u></p> <table border="1" data-bbox="952 262 1706 499"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 262 1092 310">設備・系統</th> <th data-bbox="1092 262 1282 310">本来の用途</th> <th data-bbox="1282 262 1516 310">本来の用途以外の用途</th> <th data-bbox="1516 262 1706 310">技術的能力に係る 審査基準の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 310 1092 499">電源系</td> <td data-bbox="1092 310 1282 499">事故隊対応の拠点となる緊急時対策所建屋が使用できない場合の代わりとして使用する緊急時対策室建屋(旧緊急時対策所)の機能を維持するために必要な負荷へ電源を供給する。</td> <td data-bbox="1282 310 1516 499">全交流動力電源が喪失し、非常用所内電気設備が使用できない場合に、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電を行う。</td> <td data-bbox="1516 310 1706 499">1.14</td> </tr> </tbody> </table>	設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目	電源系	事故隊対応の拠点となる緊急時対策所建屋が使用できない場合の代わりとして使用する緊急時対策室建屋(旧緊急時対策所)の機能を維持するために必要な負荷へ電源を供給する。	全交流動力電源が喪失し、非常用所内電気設備が使用できない場合に、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電を行う。	1.14		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二は、旧緊急時対策所のガスタービン発電機の供給先を切り替えて非常用所内電気設備へ給電する手順を整備(以下、②の相違)</p>
設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目								
電源系	事故隊対応の拠点となる緊急時対策所建屋が使用できない場合の代わりとして使用する緊急時対策室建屋(旧緊急時対策所)の機能を維持するために必要な負荷へ電源を供給する。	全交流動力電源が喪失し、非常用所内電気設備が使用できない場合に、緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電を行う。	1.14								

第3表 対応手段の抽出

No	項目	対応手順	○：本来の用途	×：本来の用途以外	—：該当なし
1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 制御棒手動挿入（水圧挿入、電動挿入） 制御棒自動挿入（電動挿入） 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ほう酸水注入	○	○	—
1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 中央制御室からの高圧代替注水系起動 現場手動操作による高圧代替注水系起動 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 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及び注水 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への緊急注水 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 減圧の自動化	○	○	—
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧） 手動操作による減圧（タービンバイパス弁の手動操作による減圧） 可搬型直交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁駆動源確保 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器閉気直接加熱を防止する手順 インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順	○	○	—

※1 制御棒駆動水圧系による進展抑制については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要のため対象外。

表3 対応手順の抽出 (1/9)

No	項目	対応手順	○：本来の用途	×：本来の用途以外	—：該当なし
1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入 選択制御棒挿入機能による原子炉出力抑制 再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ほう酸水注入 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 制御棒挿入	○	○	—
1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	中央制御室からの高圧代替注水系起動 現場手動操作による高圧代替注水系起動 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 代替直交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 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及び注水 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 手動操作による減圧 可搬型直交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放 代替直交流電源設備による復旧 代替直交流電源設備による復旧 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器閉気直接加熱を防止する手順 インターフェースシステムLOCA発生時の対応	○	○	—
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧） 手動操作による減圧（タービンバイパス弁の手動操作による減圧） 可搬型直交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁駆動源確保 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器閉気直接加熱を防止する手順 インターフェースシステムLOCA発生時の対応	○	○	—

※1 「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」については、高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。

※2 「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要のため対象外。

第3表 対応手順の抽出(1/7)

No.	項目	対応手順	○：本来の用途	×：本来の用途以外	—：該当なし
1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉手動スクラム 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 選択制御棒挿入機能による原子炉出力抑制 制御棒手動挿入 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 ほう酸水注入 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 中央制御室からの高圧代替注水系起動 現場手動操作による高圧代替注水系起動 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 手動操作による減圧 可搬型直交流電源設備による逃がし安全弁開放 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助装置）による逃がし安全弁開放 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建屋）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 逃がし安全弁窒素ガス供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 逃がし安全弁窒素ガス供給設備による逃がし安全弁駆動源確保 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器閉気直接加熱を防止する手順 インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順	○	○	—
1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制 中央制御室からの高圧代替注水系起動 現場手動操作による高圧代替注水系起動 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張） 手動操作による減圧 可搬型直交流電源設備による逃がし安全弁開放 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助装置）による逃がし安全弁開放 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建屋）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 逃がし安全弁窒素ガス供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 逃がし安全弁窒素ガス供給設備による逃がし安全弁駆動源確保 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器閉気直接加熱を防止する手順 インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順	○	○	—
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧） 手動操作による減圧（タービンバイパス弁の手動操作による減圧） 可搬型直交流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁駆動源確保 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 代替直交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧） 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器閉気直接加熱を防止する手順 インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順	○	○	—

※1 「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要のため対象外。

備考
・設備又は運用の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
技術的能力1.1～
1.19に記載する設備又は運用による対応手順の差異(手順の詳細比較は、各技術的能力1.1～1.19で実施)(以下、③の相違)

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.4	原子炉冷却材圧力バウダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	×	—
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	—	○
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための手順等	残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	×	—
		残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	×	—
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	—	○
		残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水(設計基準 拡張)	○	—
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計 基準拡張)	○	—
		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	○	—
		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(現場操作)	○	—
		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(現場操作)	○	—
1.6	原子炉格納容器内の冷却等の ための手順等	代替原子炉補機冷却系(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却ポンプに よる補機冷却水確保	—	○
		原子炉補機冷却系による補機冷却水確保(設計基準拡張)	○	—
		代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	×	—
		代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡 水/海水)	—	○
		残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	○	—
		残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・チェンバ・プールの除熱 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代熱除熱	○	—
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイ (設計基準拡張)	○	—		
残留熱除去系(サブプレッジョン・チェンバ・プールの除熱(設計基準拡張) プレッジョン・チェンバ・プールの除熱(設計基準拡張)	○	—		

表3 対応手順の抽出(2/9)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.4	原子炉冷却材圧力バウダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	—	○
		代替格納容器系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉格納容器への注水	○	—
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	○	—
		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	○	—
		代替格納容器スプレイ冷却系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の冷却	○	—
		消火系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の冷却	○	—
		消火系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の冷却	○	—
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		フィルタ装置スクラビング水補給	○	—
		原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	○	—
		フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	○	—
		フィルタ装置スクラビング水移送	○	—
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	—
フィルタ装置スクラビング水補給	○	—		
原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	○	—		
フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	○	—		
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(現場操作)	○	—		
緊急用海水系による冷却水確保	○	—		
代替残留熱除去系海水系による冷却水確保	○	—		
残留熱除去系海水系による冷却水確保	○	—		

第3表 対応手順の抽出(2/7)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.4	原子炉冷却材圧力バウダリ 低圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	—	○
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		残留熱除去系(低圧注水モード)電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		復水輸送系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	—	○
		消火系による残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	×	—
		原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	○	—
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	○	—
		残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水(設計基準拡張)	○	—
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計基準拡張)	○	—
		低圧炉心スプレイ系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸 送するための手順等	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	—			○
耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○			—
耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○			—
原子炉補機代替冷却系による除熱	—			○
大型送水ポンプ車による除熱	—			○
原子炉補機冷却系による除熱(設計基準拡張)	○			—
格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	○			—
復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	×			—
消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	×			—
1.6	原子炉格納容器内の冷却等 のための手順等	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代熱除熱	○	—
残留熱除去系(サブプレッジョン・プールの除熱)	○	—		

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	—
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	代替格納容器塞供給設備による原子炉格納容器への塞素ガス供給	—	○
		代替格納容器塞供給設備における原子炉格納容器下部への補機冷却水確保	—	○
		格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)	×	○
		消火系による原子炉格納容器下部への注水	—	○
		低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	×	○
		低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	×	○
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	○ ^{※2}	—
		制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	○	—
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	代替格納容器塞供給設備による原子炉格納容器への塞素ガス供給	—	○
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	—
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	可搬性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	○	—
		原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	○	—
1.10	等	サブレンジン・プール浄化系による原子炉ウェルへの注水 (淡水/海水)	○	—
		原子炉建屋内の水素濃度監視	○	—
1.10	等	原子炉建屋トップベンチ	○	—
		静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	○	—

※2 制御棒駆動水素による原子炉圧力容器への注水については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要のため対象外。

表3 対応手順の抽出 (3 / 9)

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレィ	○	—
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレィ	×	—
		代替格納容器塞供給設備による原子炉格納容器下部への注水	—	○
		代替格納容器塞供給設備における原子炉格納容器下部への注水	—	○
		代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレィ (淡水/海水)	—	○
		残留熱除去系電源復旧後のサブレンジン・プールの除熱	○	—
		残留熱除去系電源復旧後のサブレンジン・プールの除熱	○	—
		残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) による原子炉格納容器内への代替除熱	○	—
		残留熱除去系 (サブレンジン・プール冷却系) による原子炉格納容器内への代替除熱	○	—
		代替格納容器塞供給設備による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		第二弁操作室の正圧化	○	—
		フィルタ装置スクラビング水供給	○	—
		原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換	○	—
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	フィルタ装置スクラビング水移送	○	—
		サブレンジン・プール水 pH 制御	○	—
		格納容器上部注水系 (常設) による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	—
		格納容器下部注水系 (可搬型) によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	○	—
		格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) への注水 (淡水/海水)	○	—
		消火系によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	×	—
		補給水系によるベデスタル (ドライウェル部) への注水	×	—
		低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	○	—
		代替格納容器塞供給設備による原子炉格納容器への注水	○	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		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	○	—

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

第3表 対応手順の抽出 (3 / 7)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器フィルタベンチト系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器フィルタベンチト系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	—
		残留熱除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		サブレンジン・プール水 pH 制御	○	—
		可搬式塞供給設備による原子炉格納容器への塞素ガス供給	—	○
		代替格納容器塞供給設備における原子炉格納容器下部への注水	—	○
		ベデスタル代替注水系 (常設) によるベデスタル内への注水	—	○
		ベデスタル代替注水系 (可搬型) によるベデスタル内への注水 (淡水/海水)	—	○
		復水輸送系によるベデスタル内への注水	×	—
		消火系によるベデスタル内への注水	×	—
		低圧原子炉代替注水系 (可搬型) によるベデスタル内への注水 (淡水/海水)	○	—
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	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	○	—
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		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	×	—
		制御棒駆動水素による原子炉圧力容器への注水	○ ^{※2}	—
		発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	○	—
		可搬式塞供給設備による原子炉格納容器への塞素ガス供給	○	—
		格納容器フィルタベンチト系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	—
		可搬性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	○	—
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	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	○	—
		静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	—	○
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水 (淡水/海水)	○	—
		原子炉建屋内の水素濃度監視	○	—
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	原子炉建屋アローアバトメント開放による水素排出	×	—
		消火系による燃料プールへの注水	×	—
1.11	等	燃料プールスプレィ系による常設スプレィヘッドを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水)	—	○
		燃料プールスプレィ系による可搬型スプレィノズルを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水)	—	○

※2：「制御棒駆動水素による原子炉圧力容器への注水」については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要のため対象外。

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 11	使用済燃料貯蔵槽の冷却のための手順等	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		消火系による使用済燃料プールへの注水	×	—
		サイフォン現象による使用済燃料プールへ注水による発生時の漏えい抑制	○	—
		燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		使用済燃料プール漏えい緩和	—	○
		大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	○	—
		代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	○	—
		大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	—	○
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○		
化学消防自動車又は高所放水車等による泡消火	—	○		
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	—	—		
1. 12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	○※3	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
1. 13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—

※3 制御棒駆動水系は本来の用途でない系統として該当するが、※2と同様の理由により対象外。

表3 対応手順の抽出(4/9)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 9	水素発生による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	○	—
		可搬型蒸気供給装置による原子炉格納容器への蒸気供給	—	○
		可搬型蒸気供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	—	○
		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排出	○	—
		可搬型蒸気供給装置による原子炉格納容器内の水素濃度制御	○	—
		格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内水素濃度及び水素濃度監視	○	—
		格納容器空回気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び水素濃度監視	○	—
		格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	—	○
		原子炉建屋ガス吸排系による水素排出	○	—
		原子炉建屋内の水素濃度監視	○	—
		フロアワットパネル強制開放装置による原子炉建屋外部フロアワットパネル開放	○	—
		フロアワットパネル閉止装置のバネレバ開放	○	—
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水	○	—
1. 10	水素発生による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	×	—
		消火系による使用済燃料プールへの注水	—	○
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	○	—
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	○	—
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	○	—
		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	○	—
		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	○	—
		代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	○	—
		緊急用海水系による冷却水(海水)の確保	○	—
		代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保	○	—

第3表 対応手順の抽出(4/7)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	燃料プールスプレイ系による常設スプレイヘッダを使用した燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	○	—
		代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	○	—
		大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み	—	○
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		化学消防自動車等又は小型放水砲等による泡消火	—	○
		大容量送水車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の低圧原子炉代替注水系を水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧原子炉代替注水系を水源とした原子炉格納容器内の冷却	○	—
		低圧原子炉代替注水系を水源としたベントスタル内への注水	×	—
1. 12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		復水貯蔵タンクを水源としたベントスタル内への注水	×	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱	○	—
		サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	○	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火本槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		補助消火本槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		補助消火本槽を水源としたベントスタル内への注水	×	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の通水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		ろ過タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—

※3：「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水」のうち、「制御棒駆動水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水(強制抑制)」については、本来の用途ではないが、※2と同様の理由により対象外。

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.13 重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等		復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウエルへの注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウナダリ高圧時のサブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時のサブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		サブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱	○	—
		サブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の加熱	○	—
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水	×	—
		防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 (淡水/海水)	—	○
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		防火水槽を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○
		防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ	—	○
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水	—	○
		海水を水源とした大量送水車 (海水取水用) 及び可搬型代替注水ポンプによる送水	—	○
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の海水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		海水を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		海水を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		海水を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○
海水を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ	—	○		

表3 対応手順の抽出 (5 / 9)

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等		可搬型代替注水大型ポンプ (取水用) 及び海水池による大気への放射性物質の拡散抑制	—	—
		ガマカメラ又はサーベイカメラによる海洋への放射性物質の拡散抑制	—	—
		汚染防止網による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	—
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	—
		化学防護自動車、本機付通風ポンプ自動車及び泡消火装置 (消防車用) による泡消火	—	—
		可搬型代替注水大型ポンプ (取水用)、放熱機、泡消火装置 (大型ポンプ用) 及び泡消火器による噴霧	—	—
		可搬型代替注水大型ポンプ (取水用) 及び泡消火器による噴霧	—	—
		注水ポンプを使用する機会	—	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした原子炉ウエルへの注水	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (高放射能代替注水ポンプを使用する場合)	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした原子炉ウエルへの注水	○	—
		代熱海水貯蔵槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ (高放射能代替注水ポンプを使用する場合)	○	—
		原子炉冷却材圧力バウナダリ高圧時のサブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時のサブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		サブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱	○	—
		サブプレッジョン・チェンバを水源とした原子炉格納容器下部への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時のろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—		
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—		
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水	×	—		
原子炉冷却材圧力バウナダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—		
原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—		
復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—		
復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—		
復水貯蔵タンクを水源とした可搬型代替注水中短管ポンプによる送水	×	—		
可搬型代替注水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○		
可搬型代替注水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○		
可搬型代替注水設備を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○		
可搬型代替注水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水	—	○		
可搬型代替注水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○		
可搬型代替注水設備を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○		
可搬型代替注水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水	—	○		

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.13 重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等		ろ過水タンクを水源としたベデスタル内への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水	×	—
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水 (淡水/海水)	—	○
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした第1ベントフィルタスクラ容器への冷却	—	○
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源としたベデスタル内への注水	—	○
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○
		海水を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による送水	—	○
		原子炉冷却材圧力バウナダリ低圧時の海水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		海水を水源としたベデスタル内への注水	—	○
		海水を水源としたベデスタル内への注水	—	○
		海水を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ	—	○
		海水を水源とした原子炉格納容器内による冷却水の確保	○	—
		海水を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替蒸気輸送	—	○
		海水を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		ほうろく貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほうろく注水	×	—
		大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への冷却 (淡水/海水)	—	○
		輪谷貯水槽 (東1) 又は輪谷貯水槽 (東2) から輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への補給	—	○
		海から輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への補給	—	○
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) から復水貯蔵タンクへの補給	—	○
淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給	—	○		
海から復水貯蔵タンクへの補給	—	○		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	—	○		
淡水から海水への切替え	—	○		
外部水源から内部水源への切替え	○	—		

第3表 対応手順の抽出 (5 / 7)

表3 対応手順の抽出 (6 / 9)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 ー：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (密設)	本来の用途 (可搬型)
1.13	重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	ー	○
		原子炉冷却炉圧力バウワンタリ配圧時の代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	ー	○
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	ー	○
		代替淡水貯槽を水源としたワイルトタ装置スクラッピング水補給(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	ー	○
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	ー	○
		代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	ー	○
		代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)	ー	○
		淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	ー	○
		淡水タンクを水源としたワイルトタ装置スクラッピング水補給	ー	○
		海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	ー	○
		原子炉冷却炉圧力バウワンタリ配圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	ー	○
		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	ー	○
		海を水源とした原子炉格納容器下部への注水	ー	○
		海を水源とした原子炉ウエルへの注水	ー	○
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ	ー	○
		海を水源とした残留除去系海水系による冷却水の確保	○	○
		海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送	○	○
		海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	ー	○
		海を水源とした航空機燃料火災への消火	ー	○
		海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	○	○
海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系による使用済燃料プールの冷却	ー	○		
海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却	○	○		
ほう酸水貯槽タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	×	ー		
可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(西側淡水貯槽を水源とした場合)	ー	○		
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水タンクを水源とした場合)	ー	○		
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(海を水源とした場合)	ー	○		

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 13	重大事故等の取束に必要な 水の供給手順等	海を水源とした最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送	—	○
		海を水源とした放射能物質の拡散抑制	—	○
		海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	—	○
		ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	×	—
		可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による復水貯蔵槽への補給 (淡水/海水)	—	○
		純水補給水系 (仮設発電機使用) による復水貯蔵槽への補給	○	—
		淡水貯水池から防火水槽への補給	○	○
		淡水タンクから防火水槽への補給	○	○
		海から防火水槽への補給	○	○
		淡水貯水池から淡水タンクへの補給	○	○
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え	○	○
		淡水から海水への切替え	○	○
		第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C系及び M/C D系受電	○	○
		電源車による P/C C系及び P/C D系受電	—	○
		号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C系又は M/C D系受電	—	○
所内蓄電式直流電源設備による給電	○	○		
可搬型直流電源設備による給電	○	○		
直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電	—	○		
AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電	○	○		
常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電	○	○		
号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電	○	○		
第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電	○	○		
軽油タンクからタンクローリーへの補給	—	○		
タンクローリーから各機器等への給油	○	○		
非常用交流電源設備による給電 (設計基準仕様)	○	○		

表 3 対応手順の抽出 (7 / 9)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 13	重大事故等の取束に必要な 水の供給手順等	可搬型代替注水大型ポンプによる四個淡水貯水設備への補給 (代替淡水貯槽を水源とした場合)	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる四個淡水貯水設備への補給 (淡水タンクを水源とした場合)	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる四個淡水貯水設備への補給 (海を水源とした場合)	—	○
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替え	○	○
		淡水から海水への切替え	○	○
		外部水源から内部水源への切替え	○	○
		代替交流電源設備による給電	○	○
		緊急時対応電源設備による給電	○	○
		所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○	○
		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○	○
		可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電	○	○
		常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2 A 及び 2 B 受電	○	○
		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る代替所内電気設備への給電	○	○
		可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	○	○
		可搬型代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電	○	○
高圧炉心スプレイスライシステム発電機による非常用高圧母線への給電	○	○		
緊急時対応電源設備による非常用高圧母線への給電	○	○		
可搬型代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤への給電	○	○		
SA 用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流受電	○	○		
直流給電車による直流受電への給電	○	○		
号炉間連絡ケーブルを使用した A-115V 系直流受電	○	○		
ガスタービン発電機又は高圧非常用発電機による SA ロードセクタ及び SA コントローラセル受電	○	○		
ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリーへの補給	○	○		
タンクローリーから各機器等への給油	○	○		
非常用交流電源設備による給電 (設計基準仕様)	○	○		
非常用直流電源設備による給電 (設計基準仕様)	○	○		
計器の故障時に状態を把握するための手段 (他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定)	○	○		
計器電源が喪失した場合の手段 (代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測)	○	○		
計器電源が喪失した場合の手段 (蓄電池、代替電源 (交流、直流) からの給電)	○	○		
計器電源が喪失した場合の手段 (可搬型計測器による計測又は監視)	○	○		
パラメータを記録する手段	○	○		
中央制御室換気設備の運転手順等	○	○		
中央制御室待避室の準備手順	○	○		
中央制御室の照明を確保する手順	○	○		
中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	○	○		
中央制御室待避室の照明を確保する手順	○	○		
中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	○	○		
中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順	○	○		
その他の放射線防護措置等に関する手順等	○	○		
チェンジングエリアの設置及び運用手順	○	○		
非常用ガス処理系による運転員等の撤ばく防止手順	○	○		

第 3 表 対応手順の抽出 (6 / 7)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 14	電源の確保に関する手順等	ガスタービン発電機による M/C C系又は M/C D系受電	○	○
		高圧発電機による M/C C系又は M/C D系受電	○	○
		高圧炉心スプレイスライシステム発電機による M/C C系又は M/C D系受電	○	○
		号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C系又は M/C D系受電	○	○
		所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	○	○
		可搬型直流電源設備による給電	○	○
		SA 用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流受電	○	○
		直流給電車による直流受電への給電	○	○
		号炉間連絡ケーブルを使用した A-115V 系直流受電	○	○
		ガスタービン発電機又は高圧非常用発電機による SA ロードセクタ及び SA コントローラセル受電	○	○
		ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリーへの補給	○	○
		タンクローリーから各機器等への給油	○	○
		非常用交流電源設備による給電 (設計基準仕様)	○	○
		非常用直流電源設備による給電 (設計基準仕様)	○	○
		計器の故障時に状態を把握するための手段 (他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定)	○	○
計器電源が喪失した場合の手段 (代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測)	○	○		
計器電源が喪失した場合の手段 (蓄電池、代替電源 (交流、直流) からの給電)	○	○		
計器電源が喪失した場合の手段 (可搬型計測器による計測又は監視)	○	○		
パラメータを記録する手段	○	○		
中央制御室換気設備の運転手順等	○	○		
中央制御室待避室の準備手順	○	○		
中央制御室の照明を確保する手順	○	○		
中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	○	○		
中央制御室待避室の照明を確保する手順	○	○		
中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	○	○		
中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順	○	○		
その他の放射線防護措置等に関する手順等	○	○		
チェンジングエリアの設置及び運用手順	○	○		
非常用ガス処理系による運転員等の撤ばく防止手順	○	○		

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.14	電源の確保に関する手順等	非常用直流通電設備による給電（設計基礎対策） 計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定）	○	—
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器の計測範囲を超えた場合の手段（代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測） 計器電源が喪失した場合の手段（可搬型計測器による計測又は監視） パラメータを記録する手段 中央制御室換気空調系設備の運転手順等 中央制御室待避室の準備手順 中央制御室の照明を確保する手順 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 中央制御室待避室の照明を確保する手順 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 中央制御室待避室データ表示装置によるアラートパラメータ等の監視手順 その他の放射線防護措置等に関する手順等 チェンジアリアの設置及び運用手順 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 モニタリング・ポストによる放射線量の測定 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定 放射線観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 可搬型放射線計測器による放射線量の測定及び放射線量の測定 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 気象観測設備による気象観測項目の測定 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用充電機から給電する手順等	○	○
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等		—	—
1.17	監視測定等に関する手順等		—	—

表3 対応手順の抽出 (8 / 9)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器故障時の手順 他チャンネルによる計測 計器故障時の手順 代替パラメータによる推定 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手段 代替パラメータによる推定 常設代替直流通電設備が壊れた場合は可搬型代替直流通電設備からの給電 可搬型放射線計測器による放射線量の測定 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 重大事故発生のハフメータ記録 中央制御室待避室の準備手順 中央制御室の照明を確保する手順 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順 中央制御室待避室データ表示装置（待避室）によるアラートパラメータ等の監視手順 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順 その他の放射線防護措置等 チェンジアリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止 原子炉建屋外側フロアアウトパネル閉止による運転員等の被ばく防止手順 モニタリング・ポストによる放射線量の測定 放射線観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 可搬型放射線計測器による放射線量の測定 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 気象観測設備による気象観測項目の測定 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定 モニタリング・ポストの電源を代替直流通電設備から給電	○	○
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等		—	—
1.17	監視測定等に関する手順等		—	—

No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	—	○
		カーボル式空気ポンベユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の陽圧化のための準備手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置(空気ポンベ)から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機による通路部のパベージ手順	—	○
		移動式待機場所を使用する手順	○	—
		安全パラメータ表示システム(SPDS)によるプラントパラメータ等の監視手順	○	—
		通信連絡に関する手順等	○	—
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順	—	○
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料運搬手順	—	○		
1.19	通信連絡に関する手順	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 計測等を行った物(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 計測等を行った物(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 代替電源設備から給電する手順等	○	○

表3 対応手順の抽出(9/9)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 ー：該当なし

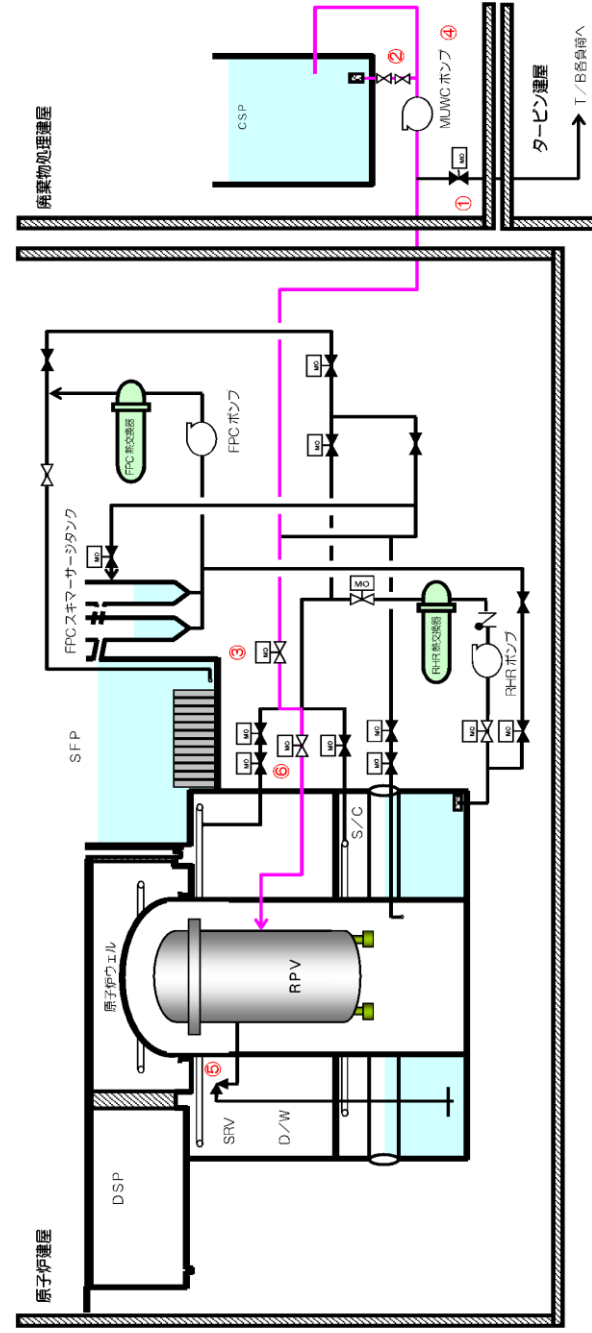
No	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所非常用換気設備運転手順	○	—
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	—	○
		緊急時対策所エリアモニタ設置手順	—	○
		緊急時対策所にとまる異常発生対策要員について	—	○
		緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	○	—
		緊急時対策所から緊急時対策所非常用換気設備への切替え手順	○	—
		安全パラメータ表示システム(SPDS)によるプラントパラメータ等の監視手順	—	○
		重大事故等に対するための対策の検出に必要な資料の整備	—	○
		通信連絡に関する手順	○	—
		放射線管理用監視器材(輻射計及びマスク等)及びチェンジングエリア用資機材の維持管理	—	○
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	○
		緊急時対策所非常用換気設備の切替え手順	○	—
		飲料水、食料等の維持管理	—	○
		緊急時対策所用発電機起動手順	—	○
可搬型代替交流電源設備による給電手順	—	○		
発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	○	—		
計測等を行った物(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	○	—		
1.19	通信連絡に関する手順等	発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 計測等を行った物(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 代替電源設備から給電する手順等	○	○

第3表 対応手順の抽出(7/7)

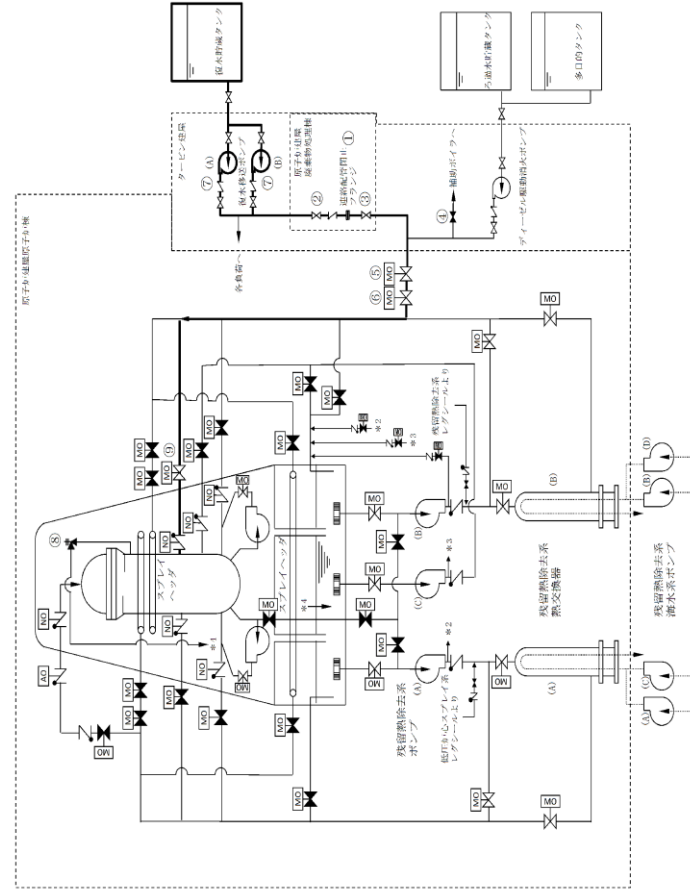
No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.17	監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポストによる放射線量の測定	○	—
		可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	—	○
		放射能監視車による空気中の放射性物質の濃度の測定	—	○
		放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	—	○
		放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定(空气中、水中、土壌中、海上バックグラウンド低減対策(モニタリング・ポスト、可搬式モニタリング・ポスト、放射性物質の濃度の測定等))	—	○
		気象観測設備による気象観測項目の測定	○	—
		可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	—	○
		モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	○	—
		緊急時対策所内空気浄化送風機運転手順	○	—
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	—	○
		可搬式エリア放射線モニタの設置手順	—	○
		緊急時対策所正圧化装置(空気ポンベ)による空気供給準備手順	—	○
		緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	—	○
		安全パラメータ表示システム(SPDS)から緊急時対策所内空気浄化送風機への切替え手順	○	—
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	放射線管理用監視器材の維持管理等 通信連絡に関する手順等 チェンジングエリアの運用手順 緊急時対策所内空気浄化送風機及び緊急時対策所内空気浄化フィルタユニットの切替え手順 緊急時対策所用発電機準備手順 緊急時対策所用発電機起動手順 緊急時対策所用発電機の切替え手順 緊急時対策所用発電機への燃料補給手順 緊急時対策所用発電機(予備)の切替え手順 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 計測等を行った物(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 計測等を行った物(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 代替電源設備から給電する手順等	○	○

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. <u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉圧力容器への注水 2. <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器内の冷却 3. <u>格納容器下部注水系（常設）</u>による原子炉格納容器下部への注水 4. <u>復水補給水系を用いた代替循環冷却</u> <ol style="list-style-type: none"> 5. <u>ほう酸水注入系</u>による進展抑制 <ol style="list-style-type: none"> 6. <u>消火系</u>による原子炉圧力容器への注水 7. <u>消火系</u>による原子炉格納容器内の冷却 8. <u>消火系</u>による原子炉格納容器下部への注水 9. <u>消火系</u>による使用済燃料プールへの注水 	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. <u>補給水系</u>による原子炉圧力容器への注水 3. <u>補給水系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ 4. <u>補給水系</u>によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 <ol style="list-style-type: none"> 1. <u>ほう酸水注入系</u>による原子炉圧力容器への注水 <ol style="list-style-type: none"> 5. <u>消火系</u>による原子炉圧力容器への注水 6. <u>消火系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ 7. <u>消火系</u>によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 8. <u>消火系</u>による使用済燃料プール注水 9. <u>緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電</u> 	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. <u>復水輸送系</u>による原子炉圧力容器への注水 2. <u>復水輸送系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ 3. <u>復水輸送系</u>によるペDESTAL内への注水 <ol style="list-style-type: none"> 4. <u>ほう酸水注入系</u>による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水（進展抑制） 5. <u>消火系</u>による原子炉圧力容器への注水 6. <u>消火系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ 7. <u>消火系</u>によるペDESTAL内への注水 8. <u>消火系</u>による燃料プールへの注水 	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、重大事故等対処設備（本来の用途）として、残留熱代替除去系を新規設置（以下、④の相違）</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ②の相違</p>

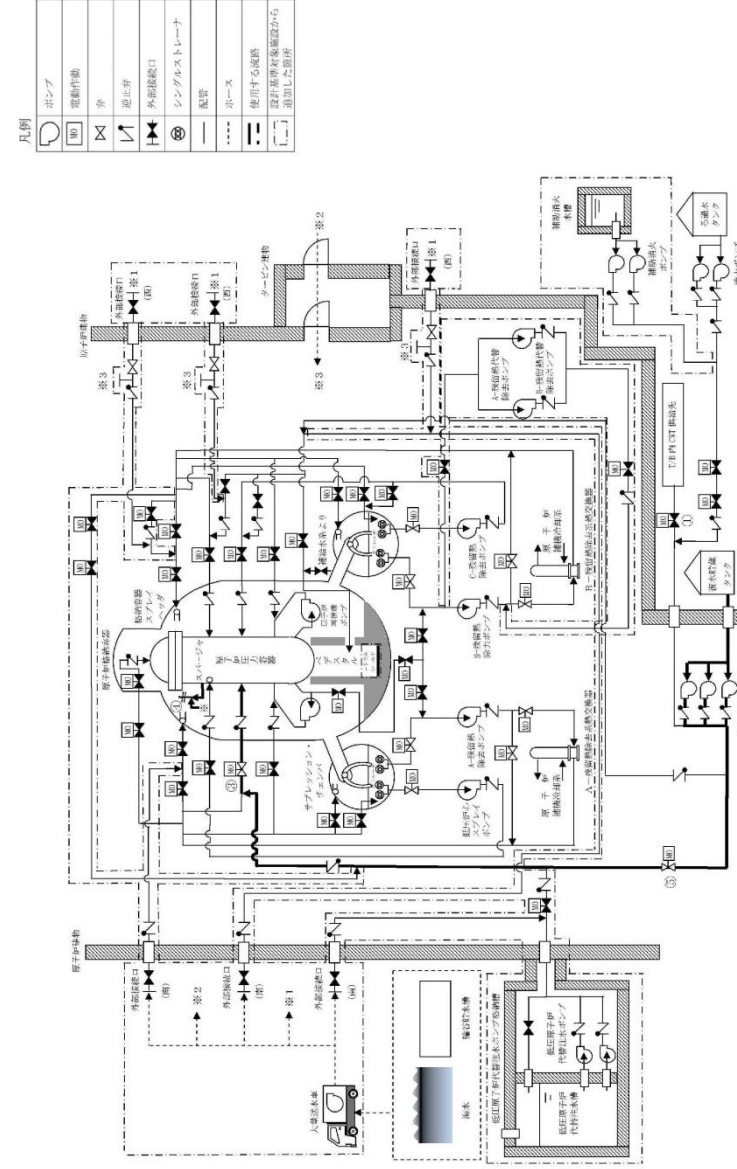
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. <u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、<u>復水補給水系</u>を使用した原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>①復水補給水系から原子炉圧力容器までの系統構成として、<u>タービン負荷遮断弁(第1図①)</u>を「閉」し、<u>復水移送ポンプ(第1図④)</u>を起動する。</p> <p>②残留熱除去系注入弁(第1図⑥)を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁(第1図⑤)にて減圧する。</p> <p>③原子炉圧力が<u>復水補給水系圧力</u>以下にて<u>残留熱除去系洗浄水弁(第1図③)</u>を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、<u>復水補給水系圧力計</u>、<u>残留熱除去系注入配管流量計</u>にて確認する。</p> <p><u>その後、復水補給水系常/非常用連絡管止め弁(第1図②)</u>を「開」する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉圧力容器への注水については、現場対応操作が<u>復水補給水系の常/非常用連絡管止め弁(2弁)</u>の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>2. <u>補給水系</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失事象等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、<u>補給水系</u>を使用して原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>①<u>連絡配管閉止フランジ(図①)</u>の付け替えを実施する。</p> <p>②補給水系から原子炉圧力容器までの系統構成として、<u>補給水系-消火系連絡ライン止め弁(図②及び図③)</u>を「開」し、<u>補助ボイラ冷却水元弁(図④)</u>を「閉」とする。</p> <p>③<u>残留熱除去系(B)消火系ライン弁(図⑤及び図⑥)</u>を「開」し、<u>復水移送ポンプ(図⑦)</u>を起動する。</p> <p>④原子炉圧力容器を逃がし安全弁(図⑧)にて減圧し、<u>残留熱除去系(B)注入弁(図⑨)</u>を「開」とする。</p> <p>⑤原子炉圧力が<u>復水移送系統圧力</u>以下にて、原子炉への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、<u>復水移送系系統圧力計</u>、<u>残留熱除去系系統流量計</u>にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p><u>補給水系</u>による原子炉圧力容器への注水における<u>連絡配管閉止フランジ(図①)</u>の切替操作は、<u>単純作業であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作は補給水系-消火系連絡ライン止め弁(図②及び図③)の2弁「開」操作、補助ボイラ冷却水元弁(図④)の1弁「閉」操作</u>であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>1. <u>復水輸送系</u>による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、<u>復水輸送系</u>を使用した原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>①復水輸送系から原子炉圧力容器までの系統構成として、<u>C-WT T/B供給遮断弁(第1図①)</u>を「閉」し、<u>復水輸送ポンプ(第1図②)</u>を起動する。</p> <p>②<u>A-RHR注水弁(第1図③)</u>を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁(第1図④)にて減圧する。</p> <p>③原子炉圧力が<u>復水輸送系統圧力</u>以下にて、<u>A-RHR R P V代替注水弁(第1図⑤)</u>を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計、原子炉圧力計、<u>復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力計</u>、<u>R P V/P C V注入流量指示値</u>にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>復水輸送系</u>による原子炉圧力容器への注水については、現場対応操作が<u>B, C-RHR注水配管洗浄元弁(2弁)の「開」操作</u>で、その他の操作と監視計器の確認については中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、閉止フランジを使用しておらず、東海第二は、「補給水系～消火系～注水配管」間において、系統分離のため閉止フランジを取り付け(以下、⑤の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、吸込ラインの切替え弁が無いため、対応不要(以下、⑥の相違)</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、B又はC-RHR配管を使用する場合、現場手動弁の開操作が必要(A-RHR配管の場合は、中央操作で完結)(以下、⑦の相違)</p>



第1図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水概要図



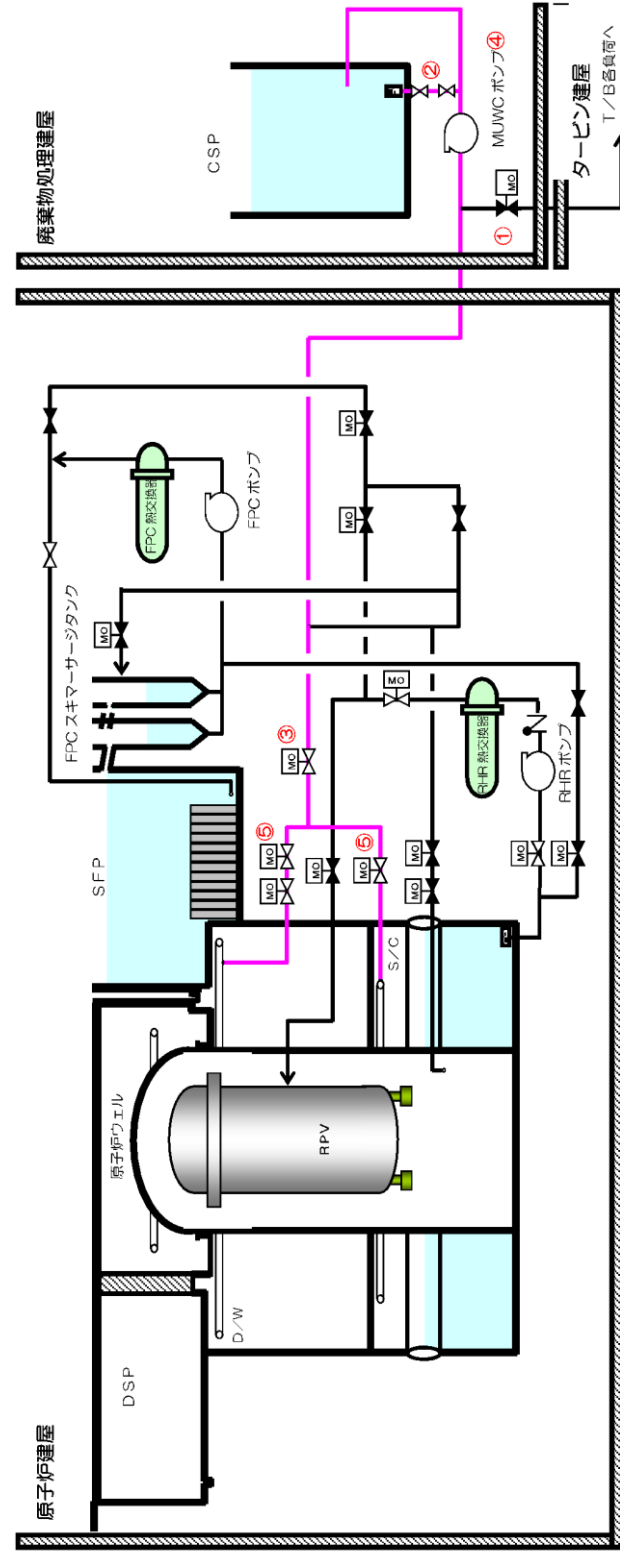
第2図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図



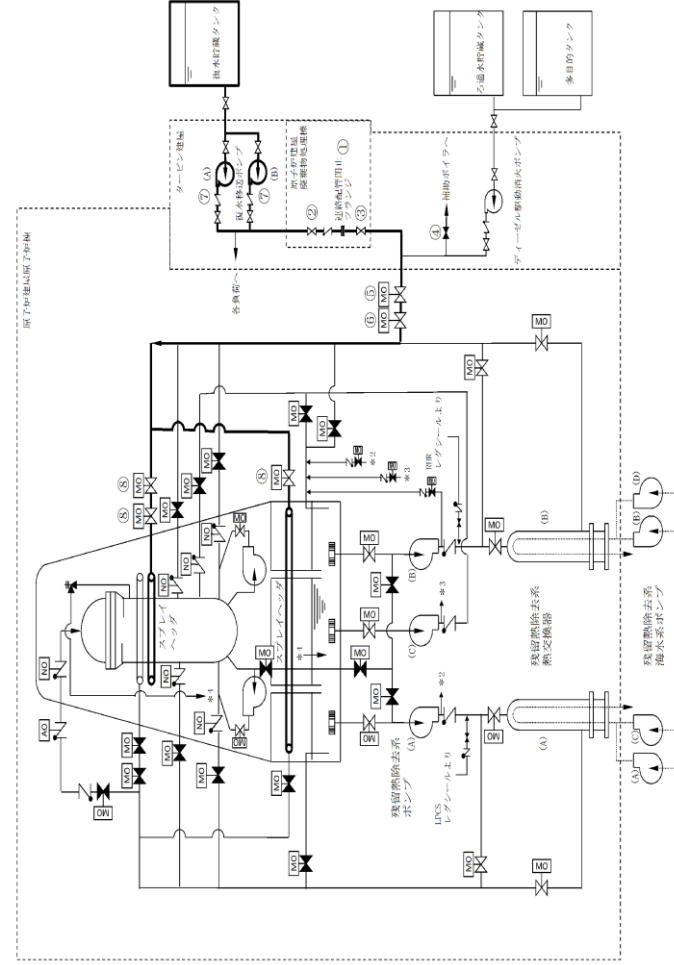
第1図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水概要図

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による注水経路の相違

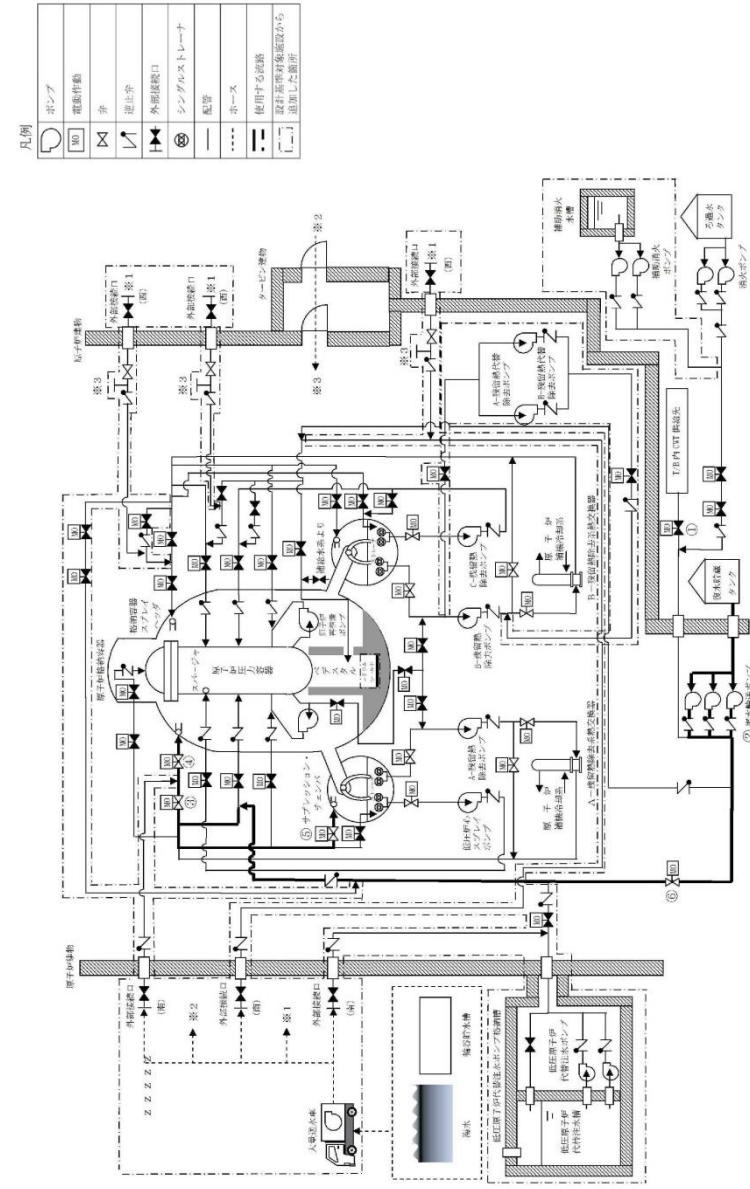
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、<u>残留熱除去系</u>が使用不能となり原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、<u>復水補給水系</u>を使用し、原子炉格納容器内をスプレイする。</p> <p>①<u>復水補給水系</u>から原子炉格納容器までの系統構成として、<u>タービン負荷遮断弁(第2図①)</u>を「閉」し、<u>復水移送ポンプ(第2図④)</u>を起動する。</p> <p>②<u>残留熱除去系洗浄水弁(第2図③)</u>及び<u>格納容器スプレイ弁(第2図⑤)</u>を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを格納容器圧力計、<u>復水補給水系圧力計</u>、<u>残留熱除去系注入配管流量計</u>にて確認する。<u>その後、復水補給水系常/非常用連絡管止め弁(第2図②)</u>を「開」する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>による原子炉格納容器内の冷却については、現場対応操作が<u>復水補給水系の常/非常用連絡管止め弁(2弁)</u>の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>3. <u>補給水系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(1) 操作の概要</p> <p>原子炉冷却材喪失事象等において、<u>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)</u>の機能が喪失した場合、<u>補給水系</u>を使用した<u>格納容器スプレイ</u>を実施する。</p> <p>①<u>連絡配管閉止フランジ(図①)</u>の付け替えを実施する。</p> <p>②<u>補給水系</u>から格納容器までの系統構成として、<u>補給水系—消火系連絡ライン止め弁(図②及び図③)</u>を「開」し、<u>補助ボイラ冷却水元弁(図④)</u>を「閉」とする。</p> <p>③<u>残留熱除去系(B)消火系ライン弁(図⑤及び図⑥)</u>を「開」し、<u>復水移送ポンプ(図⑦)</u>を起動する。</p> <p>④<u>残留熱除去系(B)D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系(B)S/Cスプレイ弁(図⑧)</u>を「開」とすることで、格納容器スプレイを開始する。</p> <p>⑤<u>格納容器スプレイ</u>が開始されることをドライウエル圧力計、<u>サプレッション・チェンバ</u>圧力計、<u>復水移送系系統圧力計</u>、<u>残留熱除去系系統流量計</u>にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p><u>補給水系</u>による格納容器内へのスプレイにおける<u>連絡配管閉止フランジ(図①)</u>の切替操作は、<u>単純作業</u>であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作は<u>補給水系—消火系連絡ライン止め弁(図②及び図③)</u>の2弁「開」操作、<u>補助ボイラ冷却水元弁(図④)</u>の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>2. <u>復水輸送系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、<u>残留熱除去系</u>が使用不能となり原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、<u>復水輸送系</u>を使用し、原子炉格納容器内をスプレイする。</p> <p>①<u>復水輸送系</u>から原子炉格納容器までの系統構成として、<u>C WT T/B供給遮断弁(第2図①)</u>を「閉」し、<u>復水輸送ポンプ(第2図②)</u>を起動する。</p> <p>②<u>A-RHRドライウエル第1スプレイ弁(第2図③)</u>、<u>A-RHRドライウエル第2スプレイ弁(第2図④)</u>又は<u>A-RHRトラススプレイ弁(第2図⑤)</u>及び<u>A-RHR RPV代替注水弁(第2図⑥)</u>を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを<u>ドライウエル圧力計</u>、<u>復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計</u>、<u>RPV/PCV注入流量計</u>にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>復水輸送系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイについては、現場対応操作が<u>B-RHR注水配管洗浄元弁</u>の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違【東海第二】⑤の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】⑥の相違 ・設備の相違【東海第二】⑤の相違 ・設備の相違【柏崎6/7】⑥の相違 ・設備の相違【柏崎6/7,東海第二】⑦の相違



第2図 代替格納容器スプレー冷却系による原子炉格納容器内の冷却概要図



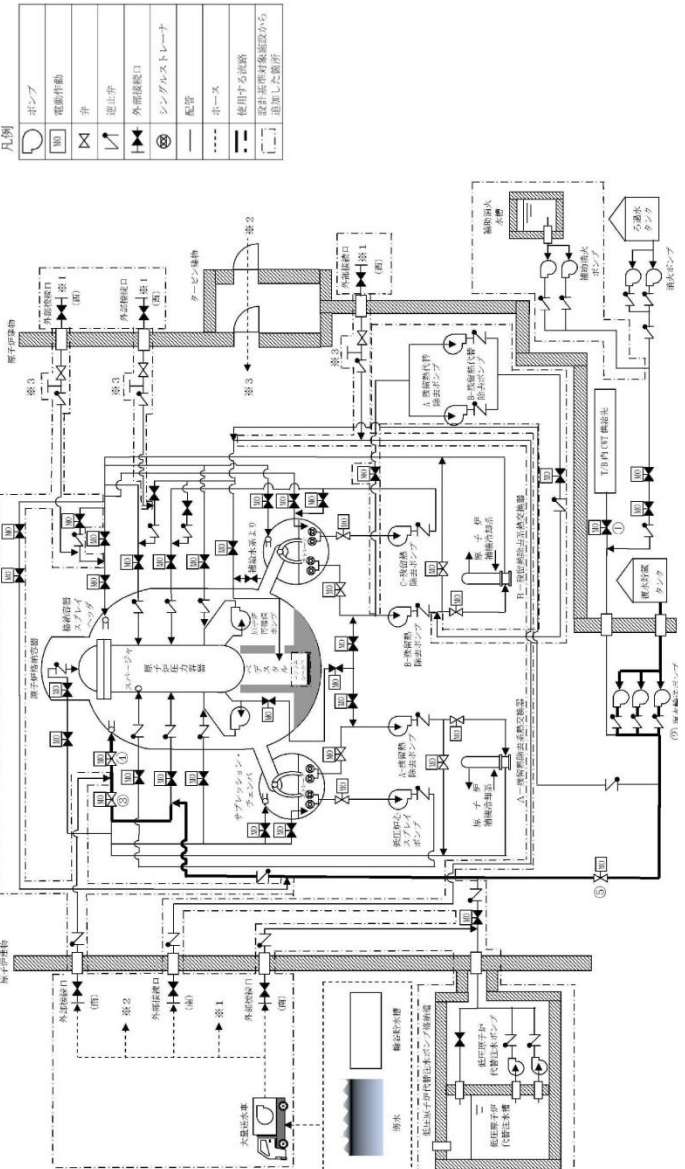
第3図 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレー 概要図

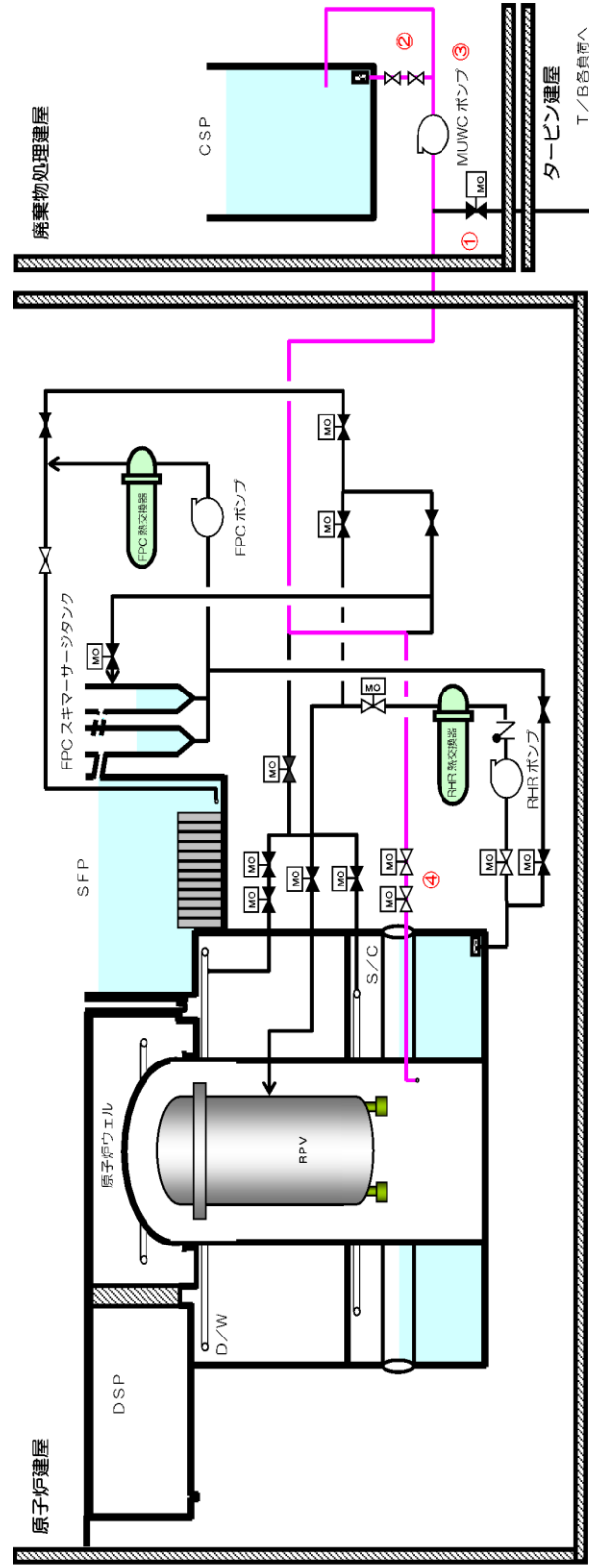


第2図 復水転送系による原子炉格納容器スプレー概要図

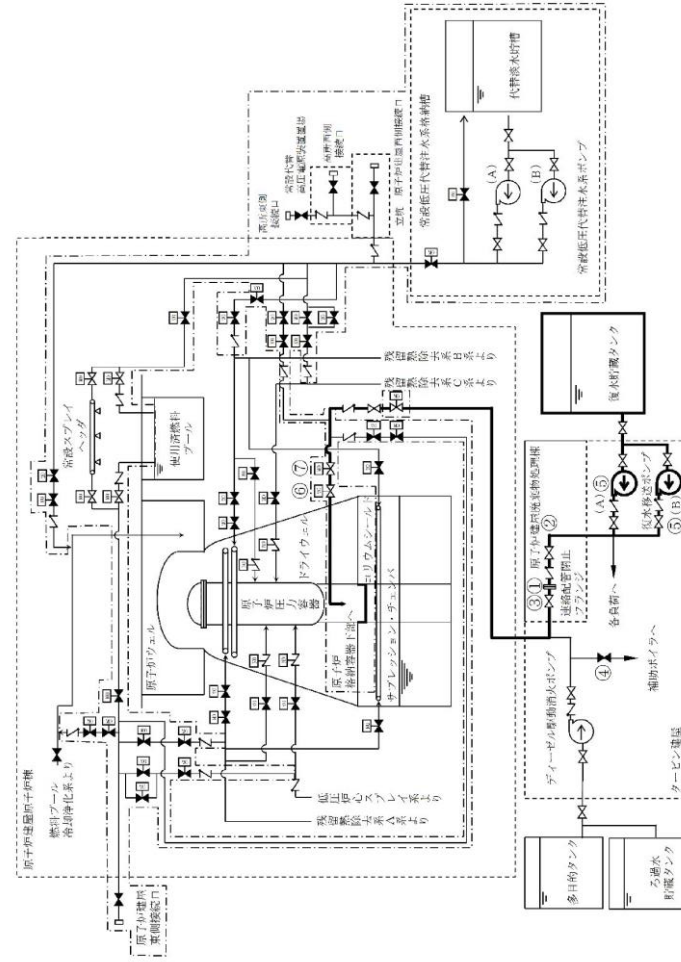
備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. <u>格納容器下部注水系(常設)</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため、専用の注水ライン弁を「開」とし、<u>復水補給水系</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への水張りを行う。</p> <p>①復水補給水系から原子炉格納容器下部までの系統構成として、<u>タービン負荷遮断弁(第3図①)</u>を「閉」し、<u>復水移送ポンプ(第3図③)</u>を起動する。</p> <p>②<u>格納容器下部注水弁(第3図④)</u>を「開」とし、<u>原子炉格納容器下部への注水</u>が開始されたことを<u>格納容器下部注水流量計</u>、<u>復水補給水系系統圧力計</u>にて確認する。<u>その後、復水補給水系常/非常用連絡管止め弁(第3図②)</u>を「開」する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>格納容器下部注水系(常設)</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水については、<u>現場対応操作が復水補給水系の常/非常用連絡管止め弁(2弁)の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能</u>なため、容易に操作可能である。</p>	<p>4. <u>補給水系</u>による<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>への注水</p> <p>(1) 操作の概要</p> <p>炉心損傷時、原子炉圧力容器が破損して<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に放出される溶融炉心を冷却するため、<u>補給水系</u>による<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>へ水張りを実施する。</p> <p>①連絡配管閉止フランジ(図①)の付け替えを実施する。</p> <p>②補給水系から格納容器までの系統構成として、<u>補給水系一消火系連絡ライン止め弁(図②及び図③)</u>を「開」し、<u>補助ボイラ冷却水元弁(図④)</u>を「閉」とする。</p> <p>③<u>復水移送ポンプ(図⑤)</u>を起動し、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁(図⑥)</u>及び<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁(図⑦)</u>を「開」とすることで、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>への注水を開始する。</p> <p>④<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>への注水が開始されたことを<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量計</u>、<u>復水移送系系統圧力計</u>にて確認する</p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p><u>補給水系</u>による<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>への注水における<u>連絡配管閉止フランジ(図①)の切替操作は、単純作業であり容易に付け替えが可能</u>である。また、<u>現場対応操作は補給水系一消火系連絡ライン止め弁(図②及び図③)の2弁「開」操作、補助ボイラ冷却水元弁(図④)の1弁「閉」操作</u>であり、<u>その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で</u></p>	<p>3. <u>復水輸送系</u>による<u>ペDESTAL内</u>への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉圧力容器が破損して<u>ペDESTAL内</u>に放出される溶融炉心を冷却するため、<u>専用の注水ライン弁</u>を「開」とし、<u>復水輸送系</u>による<u>ペDESTAL内</u>への水張りを行う。</p> <p>【スプレイ管使用の場合】</p> <p>①<u>復水輸送系からペDESTAL内までの系統構成として、CW T T/B供給遮断弁(第3図①)</u>を「閉」し、<u>復水輸送ポンプ(第3図②)</u>を起動する。</p> <p>②<u>A-RHRドライウエル第1スプレイ弁(第3図③)</u>及び<u>A-RHRドライウエル第2スプレイ弁(第3図④)</u>を「開」とする。</p> <p>③<u>A-RHR RPV代替注水弁(第3図⑤)</u>を「調整開」し、<u>ペDESTAL内への注水</u>が開始されたことを<u>RPV/PCV注入流量計</u>、<u>復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計</u>にて確認する。</p> <p>【ペDESTAL注水配管使用の場合】</p> <p>①復水輸送系からペDESTAL内までの系統構成として、<u>CW T T/B供給遮断弁(第4図①)</u>を「閉」し、<u>復水輸送ポンプ(第4図②)</u>を起動する。</p> <p>②<u>MUW PCV代替冷却外側隔離弁(第4図③)</u>を「開」とし、<u>ペDESTAL内への注水</u>が開始されたことを<u>ペDESTAL注水流量計</u>、<u>復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計</u>にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>復水輸送系</u>による<u>ペDESTAL内</u>への注水操作と監視計器の確認については、<u>中央制御室で対応可能なため、容易に操作可能</u>である。</p>	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、ペDESTAL内への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用したペDESTAL内への注水手段を整備</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑤の相違 【柏崎6/7】 ⑥の相違</p>

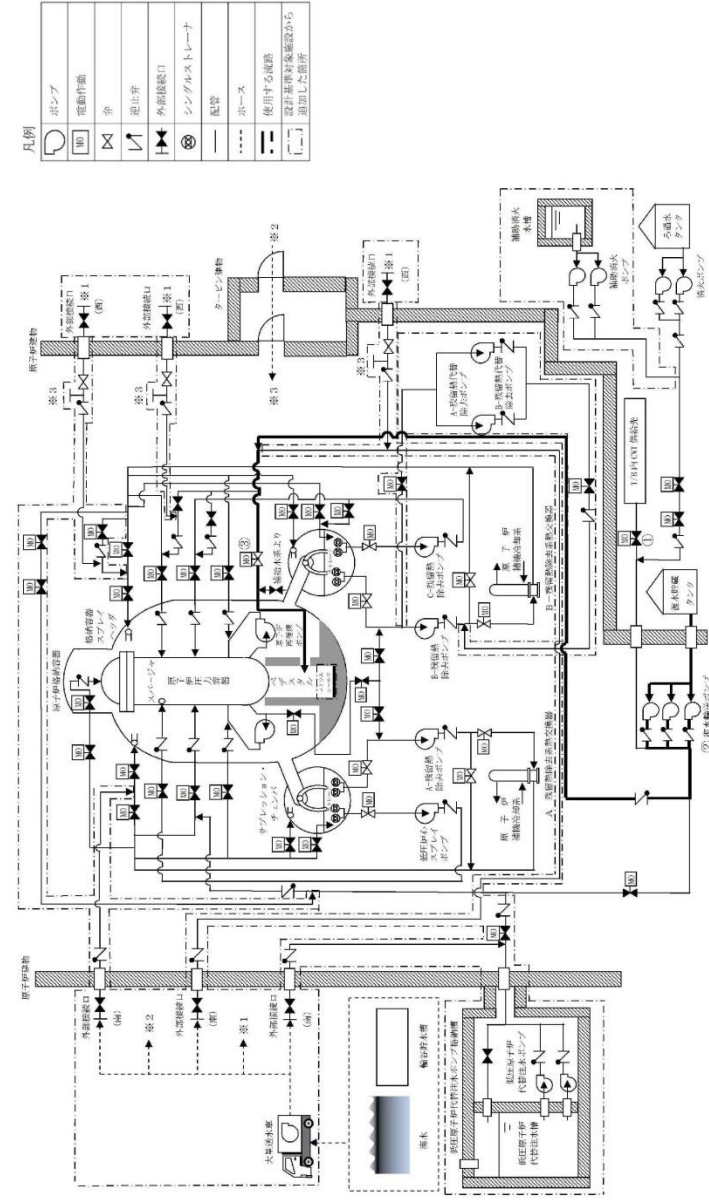
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
	<p>対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	 <p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>電機作動</td></tr> <tr><td>弁</td></tr> <tr><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>外部接続口</td></tr> <tr><td>リングバルブストレート</td></tr> <tr><td>配管</td></tr> <tr><td>ホース</td></tr> <tr><td>使用する機器</td></tr> <tr><td>設計基準が異なり従前から採用した機器</td></tr> </table>	ポンプ	電機作動	弁	逆止弁	外部接続口	リングバルブストレート	配管	ホース	使用する機器	設計基準が異なり従前から採用した機器	<p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、現場対応操作不要</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、ペDESTAL内への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用したペDESTAL内への注水手段を整備</p> <p>第3図 スプレイ管を使用した復水輸送系によるペDESTAL内への注水概要図</p>
ポンプ													
電機作動													
弁													
逆止弁													
外部接続口													
リングバルブストレート													
配管													
ホース													
使用する機器													
設計基準が異なり従前から採用した機器													



第3図 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水概要図



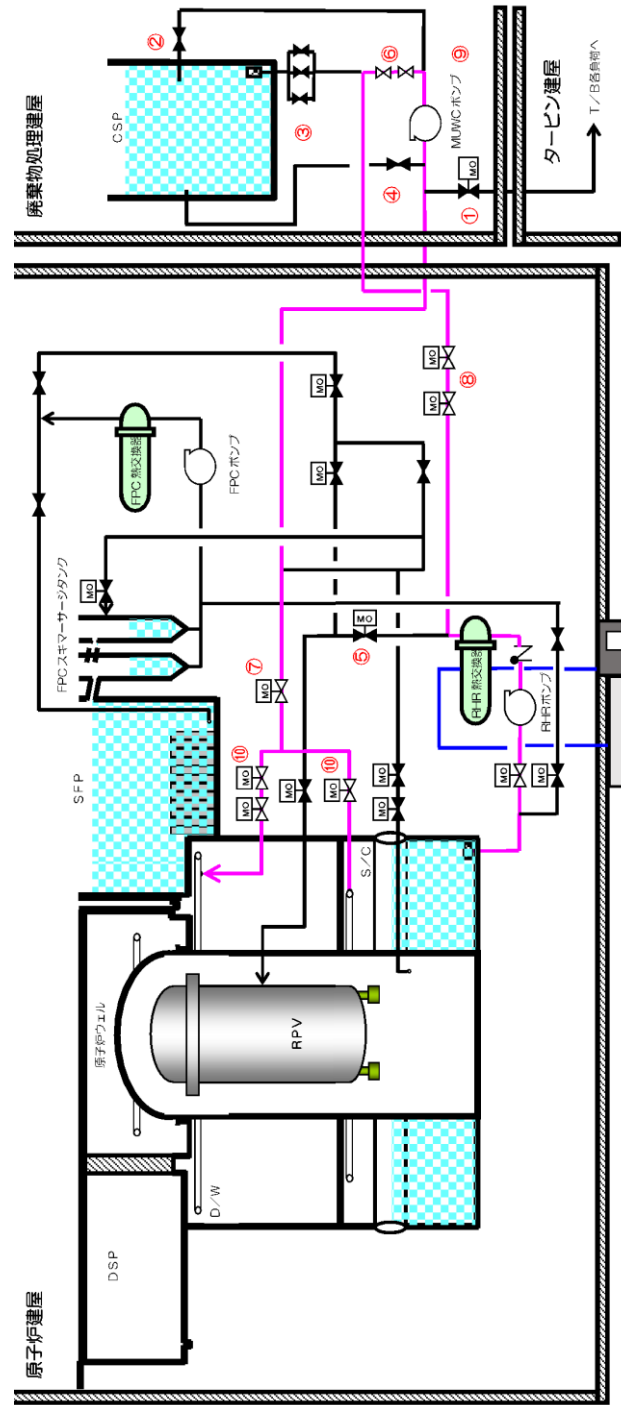
第4図 補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図



第4図 ペデスタル注水配管を使用した復水輸送系によるペデスタル内への注水概要図

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 復水補給水系を用いた代替循環冷却</p> <p>(1) 操作概要</p> <p><u>原子炉冷却材喪失時等において、残留熱除去系が使用不能となり原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプを使用し、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通すことで、原子炉格納容器の循環冷却を行う。</u></p> <p>① <u>復水補給水系を用いた代替循環冷却の系統構成として、タービン負荷遮断弁(第4図①)、常/非常用復水貯蔵槽出口弁(第4図②, ③)、復水移送ポンプミニマムフロー弁(A, B, Cポンプに1弁ずつある)(第4図④)、残留熱除去系熱交換器出口弁(第4図⑤)を「閉」し、復水補給水系常/非常用連絡管止め弁(第4図⑥)、残留熱除去系洗浄水弁(第4図⑦)、残留熱除去系・高圧炉心注水系止め弁(第4図⑧)を「開」し、復水移送ポンプ(第4図⑨)を起動する。</u></p> <p>② <u>格納容器スプレイ弁を(第4図⑩)を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを格納容器圧力計、復水補給水系圧力計、残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。</u></p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>復水補給水系を用いた代替循環冷却については、現場で操作が必要な弁が復水貯蔵槽出口弁、復水補給水系常/非常用連絡管止め弁、復水移送ポンプミニマムフロー弁等の9弁あるが、すべて復水移送ポンプ周りに位置しており、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</u></p>			<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>④の相違</p>



第4図 復水補給水系を用いた代替循環冷却概略図

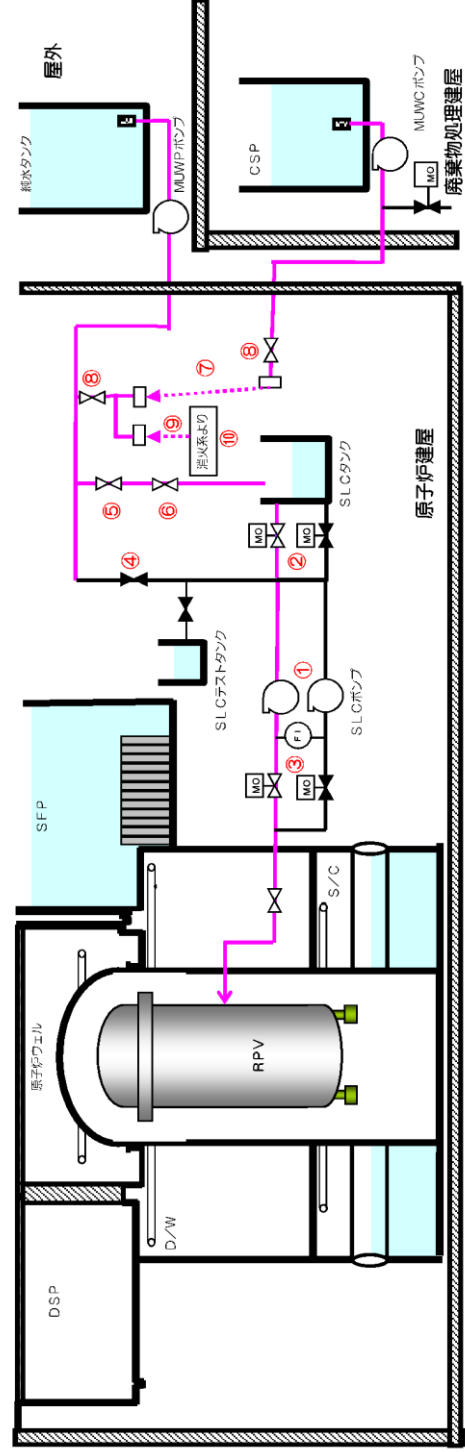
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="231 235 828 1768" style="border: 1px solid black; height: 730px; width: 201px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="872 541 914 1461" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;"> 第5図 6号炉復水補給水系を用いた代替循環冷却操作時の手動操作弁配置図 </div>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="261 256 816 1827" style="border: 1px solid black; height: 748px; width: 187px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="854 472 902 1396" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;"> 第6図 6号炉復水補給水系を用いた代替循環冷却操作時の手動操作弁配置図 </div>			

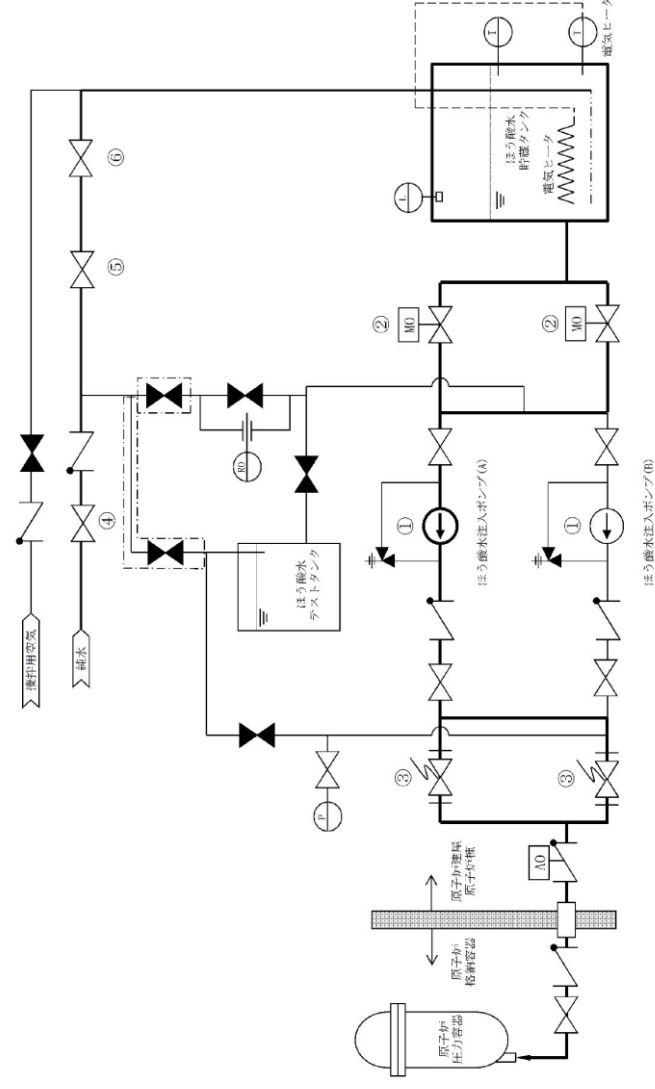
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="252 241 831 1806" style="border: 1px solid black; height: 745px; width: 195px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="854 588 902 1512" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;"> 第7図 7号炉復水補給水系を用いた代替循環冷却操作時の手動操作弁配置図 </div>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. <u>ほう酸水注入系による進展抑制</u></p> <p>(1) <u>操作概要 (6号炉)</u></p> <p><u>高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水機能が喪失した場合、ほう酸水注入ポンプを使用し、復水貯蔵槽、消火系、純水タンクを水源として原子炉压力容器への注水を実施する。(使用する系統は優先順位がある。)</u></p> <p>①<u>ほう酸水注入系ポンプ (第8図①) を起動し、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (第8図②)、ほう酸水注入系注入弁 (第8図③) の全開を確認する。</u></p> <p>②<u>原子炉压力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計、ほう酸水注入系ポンプ吐出圧力計及びほう酸水注入系貯蔵タンク水位計にて確認する。</u></p> <p>③<u>ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁 (第8図④) を「全閉」操作する。</u></p> <p>④-1 <u>純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制 (優先順位 1)</u></p> <p><u>ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁 (第8図⑤)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁 (第8図⑥) を「開」し、ほう酸水注入系貯蔵タンクの水張りを実施する。</u></p> <p>④-2 <u>復水貯蔵槽を水源としたほう酸水注入系による進展抑制 (優先順位 2)</u></p> <p><u>復水補給水系と純水補給水系を仮設ホース (第8図⑦) で接続し、純水補給水系 MSIV/SRV ラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁 (第8図⑧) を「開」操作し復水補給水系と純水補給水系を接続する。その後、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁 (第8図⑤)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁 (第8図⑥) を「開」し、ほう酸水注入系貯蔵タンクの水張りを実施する。</u></p>	<p>1. <u>ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水</u></p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p><u>高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉への注水機能が喪失した場合、ほう酸水注入ポンプを使用し、純水貯蔵タンクを水源として原子炉压力容器への注水を実施する。</u></p> <p>①<u>ほう酸水注入ポンプ (図①) の起動操作を実施する。</u></p> <p>②<u>ほう酸水貯蔵タンク出口弁 (図②) 及びほう酸水注入系爆破弁 (図③) が「開」となり、原子炉への注水が開始される。</u></p> <p>③<u>原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力計にて確認する。</u></p> <p>④<u>ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁 (図④) を「開」とする。</u></p> <p>⑤<u>ほう酸水注入ポンプによる継続注水のため、ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁 (図⑤及び図⑥) を「開」とする。</u></p>	<p>4. <u>ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水 (進展抑制)</u></p> <p>(1) <u>操作概要</u></p> <p><u>高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水機能が喪失した場合、ほう酸水注入ポンプを使用し、復水輸送系等を水源として原子炉压力容器への注水を実施する。</u></p> <p>①<u>ほう酸水注入ポンプ (第5図①) を起動し、SLCタンク出口弁 (第5図②) 及びSLC注入弁 (第5図③) の全開を確認する。</u></p> <p>②<u>原子炉压力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計、ほう酸水注入ポンプ出口圧力計、ほう酸水貯蔵タンク水位計にて確認する。</u></p> <p>a. <u>復水輸送系を使用したほう酸水注入系 (ほう酸水貯蔵タンク使用の場合) による進展抑制</u></p> <p>③<u>ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉压力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続 (復水輸送系～補給水系の間) (第5図④) し、MUW工具除染シンク供給弁 (第5図⑤)、CWT工具類除染シンク除染弁 (第5図⑥) を「開」する。</u></p> <p>④<u>SLC封水止め弁 (第5図⑦) 及びSLCオリフィスバイパス弁 (第5図⑧) を「閉」並びにSLCタンク補給水入口元弁 (第5図⑨) を「開」、SLCタンク補給水入口弁 (第5図⑩) を「調整開」とし、ほう酸水貯蔵タンクの水張りを実施する。</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ほう酸水貯蔵タンクへ水を補給する系統の相違</p>

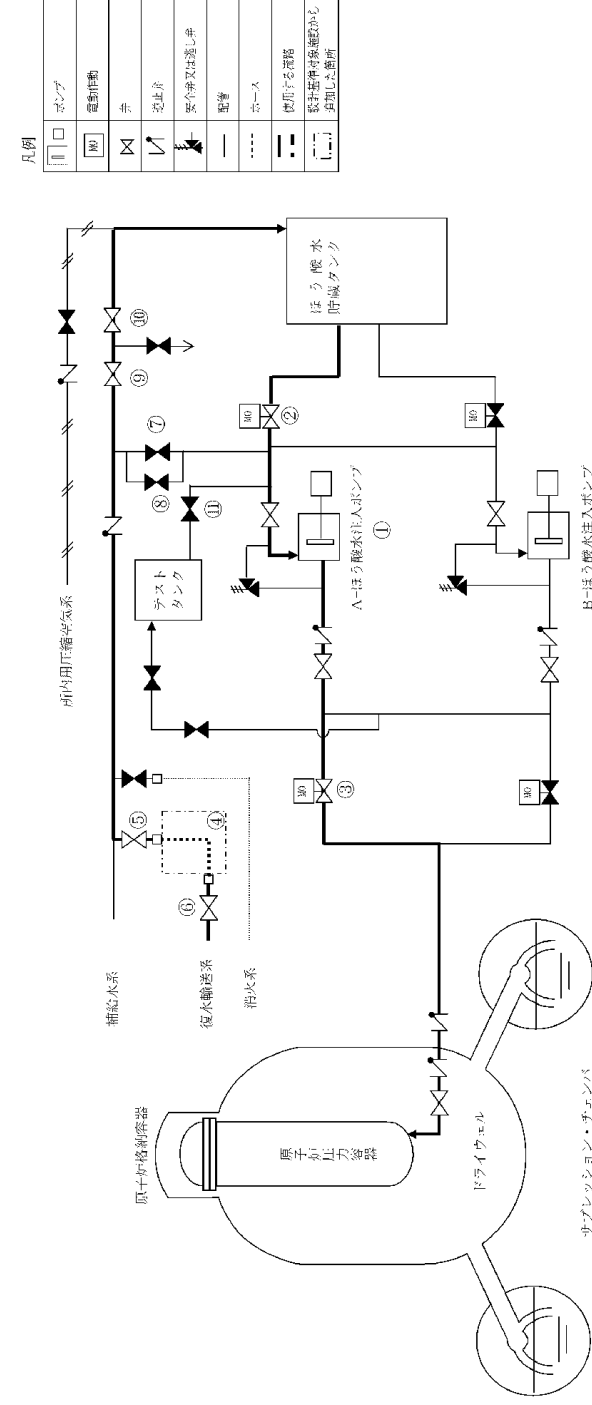
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>④-3 消火系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制 (優先順位3) 消火系と純水補給水系を仮設ホース(第8図⑨)で接続し、純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁(第8図⑧)、消火栓内の弁(第8図⑩)を「開」操作し消火系と純水補給水系を接続する。その後、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁(第8図⑤)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁(第8図⑥)を「開」し、ほう酸水注入系貯蔵タンクの水張りを実施する。</p>		<p>b. 復水輸送系を使用したほう酸水注入系(ほう酸水注入系テストタンク使用の場合)による進展抑制 ③ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉压力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続(復水輸送系～補給水系の間)(第5図④)し、MUW工具除染シンク供給弁(第5図⑤)、CWT工具類除染シンク除染弁(第5図⑥)、SLCテストタンク出口弁(第5図⑩)、SLCオリフィスバイパス弁(第5図⑧)を「開」し、SLCテストタンクに水張りを行う。 ④SLCテストタンク水張り後、SLC封水止め弁(第5図⑦)、SLCオリフィスバイパス弁(第5図⑧)を「閉」する。 ⑤SLC注入弁(第5図③)を「開」し、ほう酸水注入ポンプ(第5図①)を起動する。ほう酸水注入ポンプ吐出圧力指示値の上昇を確認後、速やかにSLCオリフィスバイパス弁(第5図⑧)を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行う。</p>	



第8図 6号炉ほう酸水注入系による進展抑制概略図



第1図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水 概要図

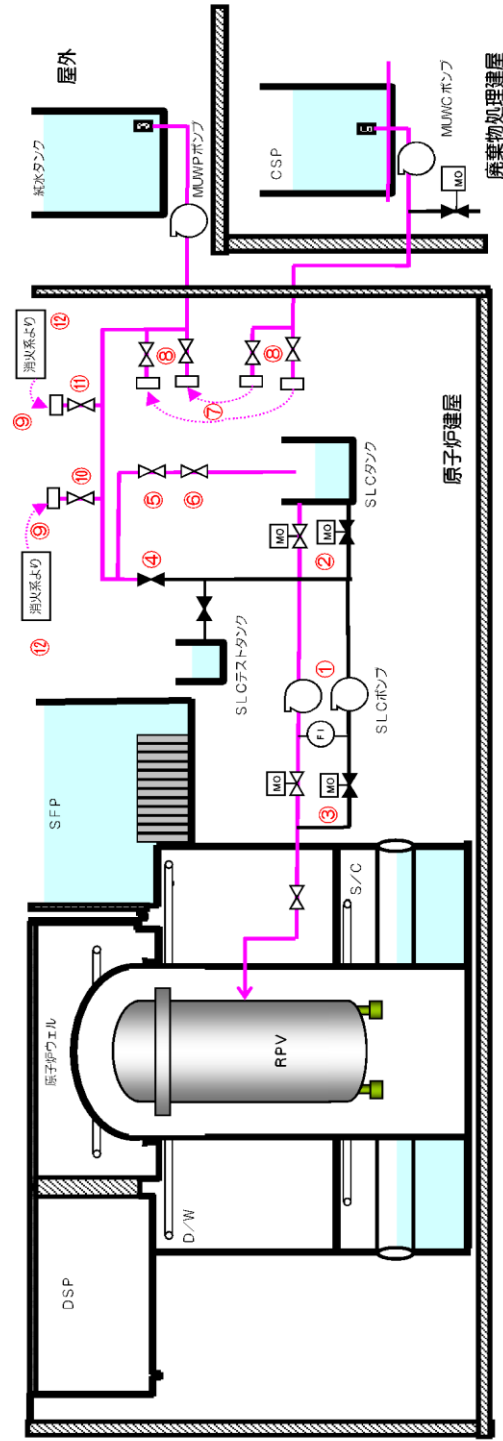


第5図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 (進展抑制) 概要図

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) 操作概要 (7号炉)</p> <p>高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、ほう酸水注入ポンプを使用し、復水貯蔵槽、消火系、純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を実施する。(使用する系統は優先順位がある。)</p> <p>① ほう酸水注入系ポンプ(第9図①)を起動し、ほう酸水注入系ポンプ吸込弁(第9図②)、ほう酸水注入系注入弁(第9図③)の全開を確認する。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計、ほう酸水注入系ポンプ吐出圧力計及びほう酸水注入系貯蔵タンク水位計にて確認する。</p> <p>③ ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁(第9図④)を「全閉」操作する。</p> <p>④-1 純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制(優先順位1)</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁(第9図⑤)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁(第9図⑥)を「開」し、ほう酸水注入系貯蔵タンクへの水張りを実施する。</p> <p>④-2 復水貯蔵槽を水源としたほう酸水注入系による進展抑制(優先順位2)</p> <p>復水補給水系と純水補給水系を仮設ホース(第9図⑦)で接続し、純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁(第9図⑧)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁(第9図⑤)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁(第9図⑥)を「開」し、ほう酸水注入系貯蔵タンクへの水張りを実施する。</p> <p>④-3 消火系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制(優先順位3)</p> <p>消火系と純水補給水系を仮設ホース(第9図⑨)で接続し、MUWP CUW/FPCろ過脱塩器エレメント洗浄室前床除染用コネクション止め弁(第9図⑩)又はMUWP原子炉建屋除染パン除染用コネクション止め弁(第9図⑪)、消火栓内の弁(第9図⑫)を「開」操作し消火系と純水補給水系を接続する。その後、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁(第9図⑤)、ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁(第9図⑥)を「開」し、ほう</p>			<p>備考</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は単独申請</p>

酸水注入系貯蔵タンクへの水張りを実施する。



第9図 7号炉ほう酸水注入系による進展抑制概略図

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>純水補給水系と復水補給水系をつなぐ仮設ホースの敷設</u>については、<u>6号及び7号炉ともに同じフロアでの接続</u>であり、配管の先端に接続治具を取付け、ホースを接続するだけで容易に接続可能である。さらに仮設ホースの敷設以外の現場対応操作は、<u>ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の「開」操作</u>だけである。その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p> <div data-bbox="270 688 836 1822" style="border: 1px solid black; height: 540px; width: 191px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第10図 6号炉純水補給水系と復水補給水系の仮設ホース接続図</p>	<p>(2) 操作の容易性</p> <p><u>純水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水は、現場対応操作がほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁(図④)及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁(図⑤及び図⑥)の3弁「開」操作</u>であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>(2) 操作の容易性について</p> <p><u>補給水系と復水輸送系をつなぐ仮設ホースの敷設</u>については、同じフロアでの接続であり、配管の先端に接続治具を取付け、ホース接続するだけで容易に接続可能である。さらに仮設ホースの敷設以外の現場対応操作は、<u>S L C封水止め弁及びS L Cオリフィスバイパス弁の全閉並びにS L Cタンク補給水入口元弁及びS L Cタンク補給水入口弁の「開」操作</u>だけである。その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p> <div data-bbox="1837 676 2404 1801" style="border: 1px solid black; height: 536px; width: 191px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第6図 復水輸送系の仮設ホース接続図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 <p>【柏崎6/7, 東海第二】 ほう酸水貯蔵タンクへ水を補給する系統及び手順の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="252 252 845 1764" style="border: 1px solid black; height: 720px; width: 200px; margin: 0 auto;"></div> <div data-bbox="854 688 902 1470" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 第11図 7号炉純水補給水系と復水補給水系の仮設ホース接続図 </div>			<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は単独申請

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="231 275 848 1824" style="border: 1px solid black; height: 738px; width: 208px; margin-left: 10px;"></div> <p data-bbox="872 678 914 1373" style="text-align: center;">第12図 7号炉純水補給水系と消火系の仮設ホース接続図</p>			

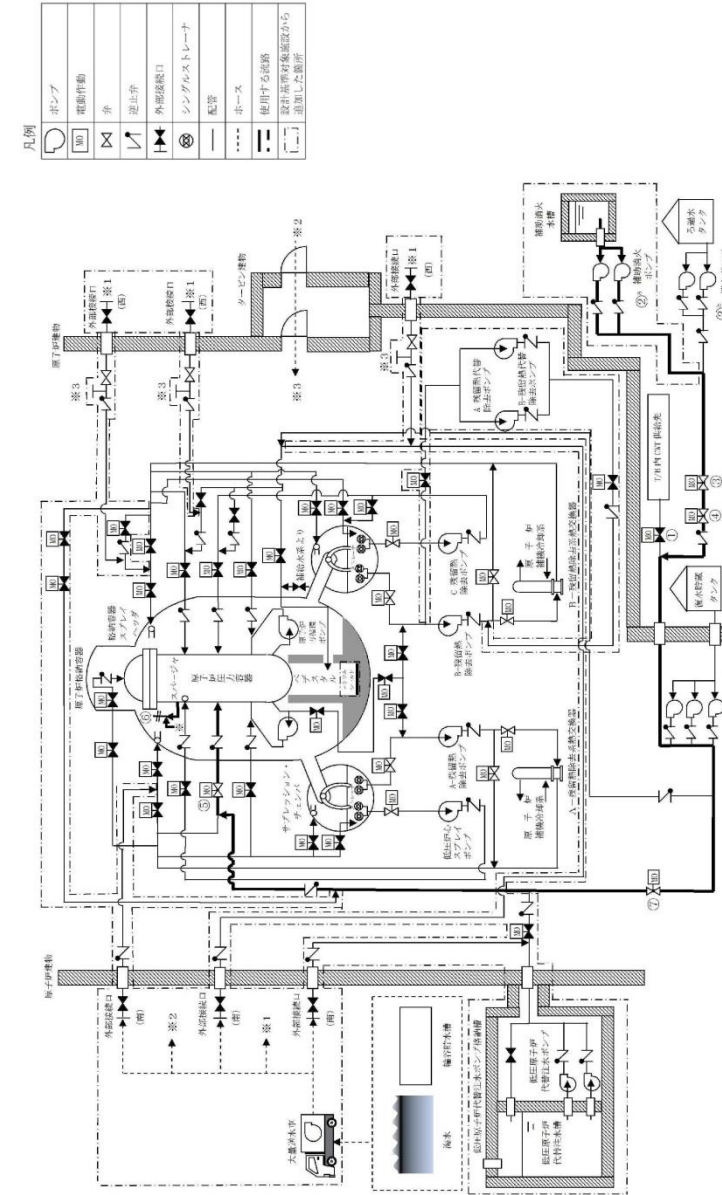
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、給水系・非常用炉心冷却系等による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、消火系を使用した原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>①ディーゼル駆動消火ポンプ(第13図④)の起動を緊急時対策本部へ依頼し、消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、タービン負荷遮断弁(第13図①)を「閉」し、消火系連絡弁(第13図②)を「開」する。</p> <p>②残留熱除去系注入弁(第13図⑥)を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁(第13図⑤)にて減圧する。</p> <p>③原子炉圧力が消火系統圧力以下にて残留熱除去系洗浄水弁(第13図③)を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火系統圧力計、残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>5. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) 操作の概要</p> <p>原子炉冷却材喪失事象等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、消火系を使用して原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁(図①)を「閉」とする。</p> <p>②ディーゼル駆動消火ポンプ(図②)を起動し、残留熱除去系(B)消火系ライン弁(図③及び図④)を「開」とする。</p> <p>③原子炉圧力容器を逃がし安全弁(図⑤)にて減圧し、残留熱除去系(B)注入弁(図⑥)を「開」とする。</p> <p>④原子炉圧力が消火系統圧力以下にて、原子炉への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁(図①)の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>5. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、給水系・非常用炉心冷却系等による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、消火系を使用した原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁(第7図①)を「閉」する。</p> <p>②補助消火ポンプ(第7図②^a)又は消火ポンプ(第7図②^b)を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)(第7図③)及びCWT系・消火系連絡止め弁(第7図④)を「開」する。</p> <p>③A-RHR注水弁(第7図⑤)を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁(第7図⑥)にて減圧する。</p> <p>④原子炉圧力が消火系統圧力以下にてA-RHR R P V代替注水弁(第7図⑦)を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火ポンプ出口圧力計、R P V / P C V注入流量計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水操作については、現場対応操作がB、C-RHR注水配管洗浄元弁(2弁)の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認については中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、消火ポンプが電動駆動だが、柏崎6/7及び東海第二は、ディーゼル駆動(以下、⑧の相違)</p> <p>島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>⑦の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

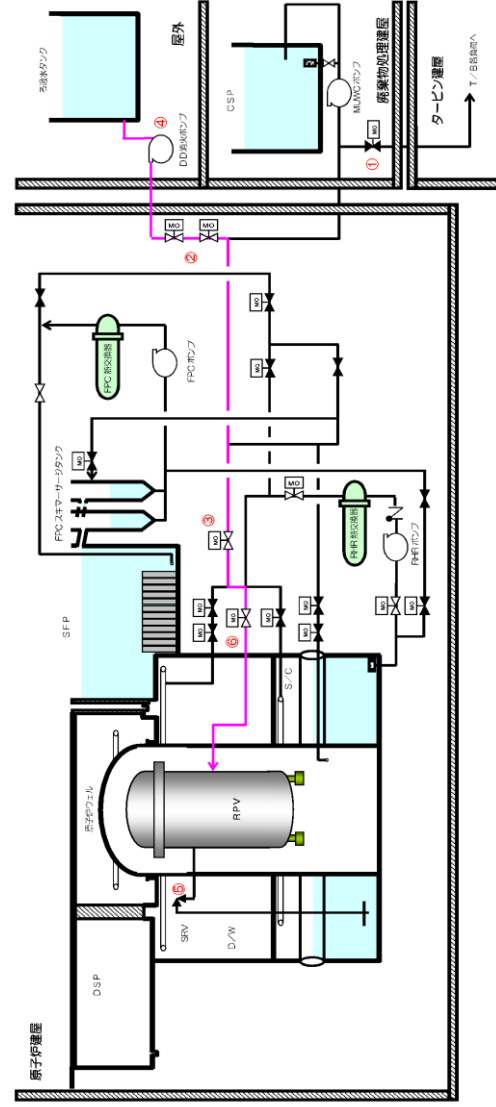
東海第二発電所(2018. 9. 18 版)

島根原子力発電所 2号炉

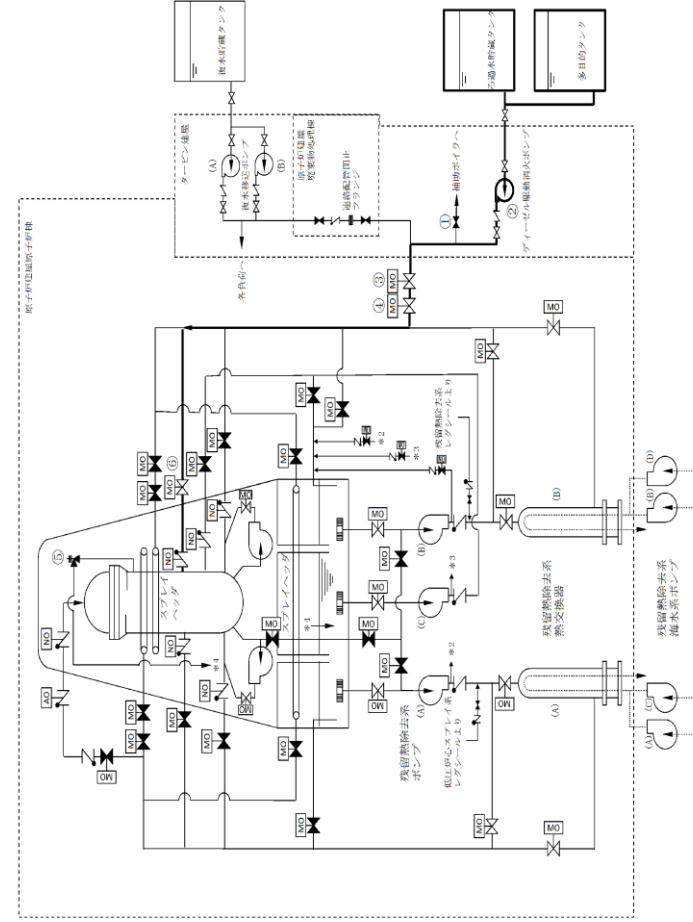
備考



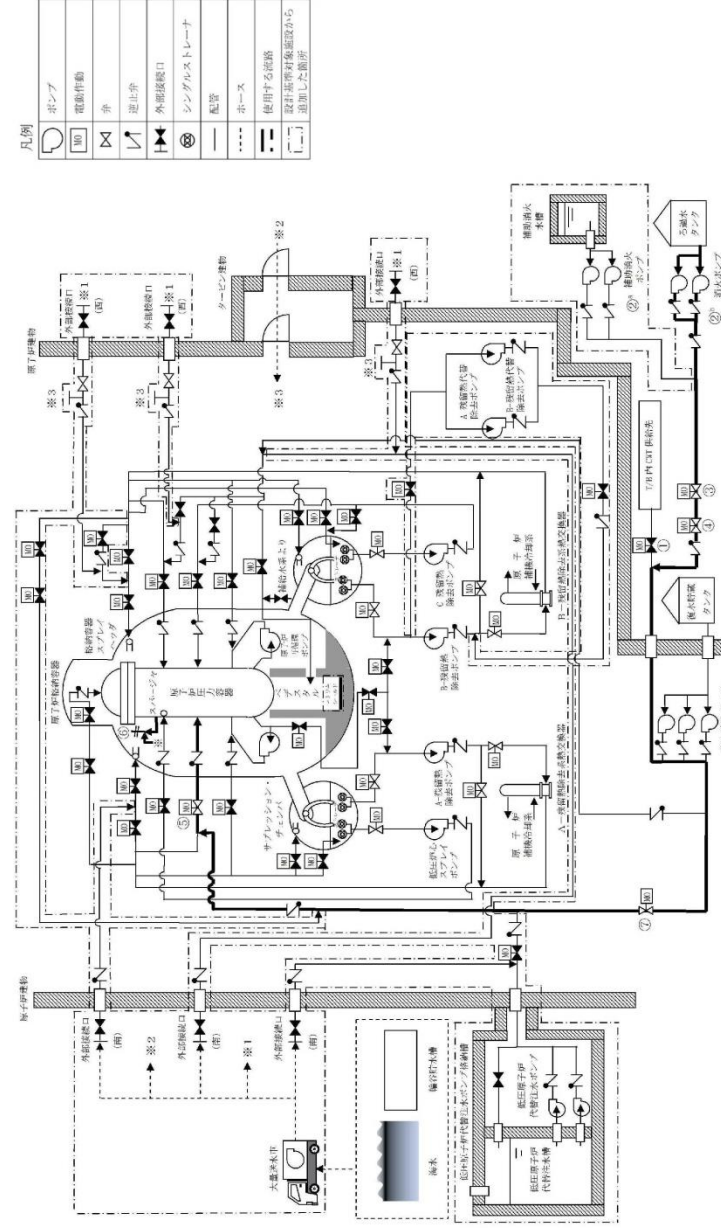
・設備の相違
【柏崎6/7,東海第二】
島根2号炉は,補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており,当該設備による注水も可能



第13図 消火系による原子炉圧力容器への注水概要図



第5図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図

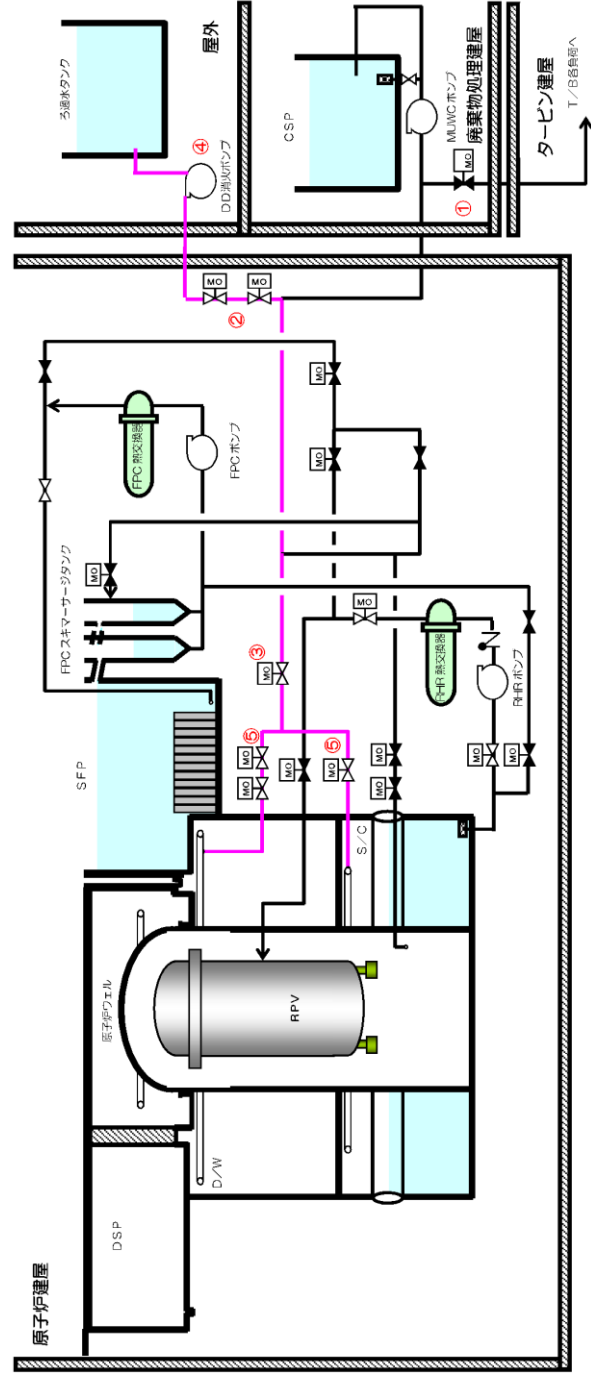


第7図 消火系による原子炉圧力容器への注水概要図(2 / 2)
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

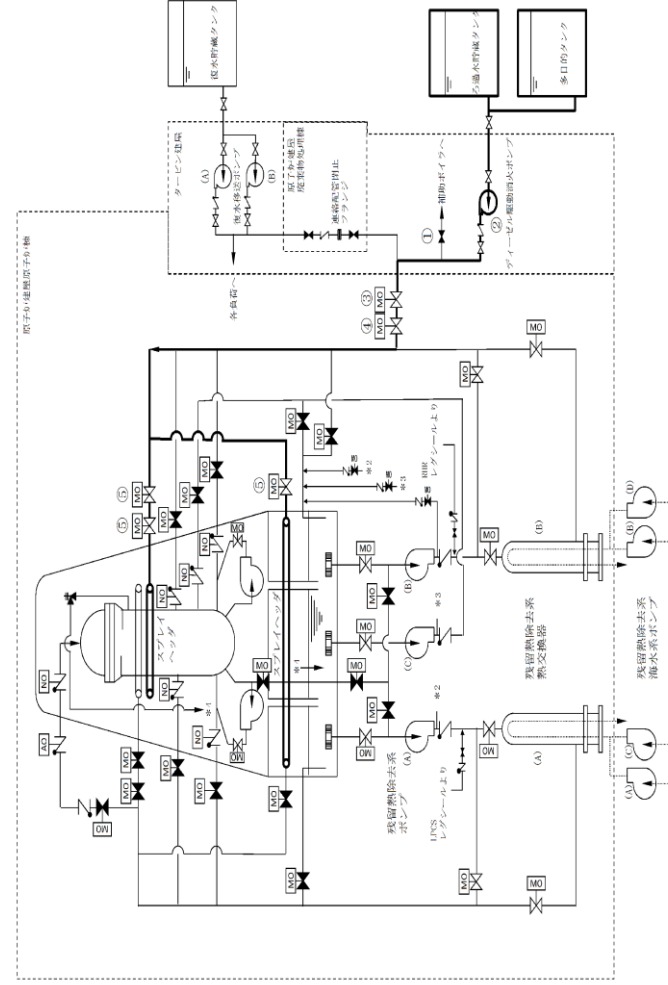
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>7. <u>消火系による原子炉格納容器内の冷却</u></p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、<u>残留熱除去系等が使用不能となる等の原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、消火系を使用した原子炉格納容器内のスプレイを行う。</u></p> <p>①<u>ディーゼル駆動消火ポンプ(第14図④)の起動を緊急時対策本部へ依頼し、消火系から原子炉格納容器までの系統構成として、タービン負荷遮断弁(第14図①)を「閉」し、消火系連絡弁(第14図②)を「開」する。</u></p> <p>②<u>残留熱除去系洗浄水弁(第14図③)及び格納容器スプレイ弁(第14図⑤)を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを格納容器圧力計、消火系統圧力計、残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。</u></p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による原子炉格納容器内の冷却操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>6. <u>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p>(1) 操作の概要</p> <p>残留熱除去系が使用不能となり原子炉格納容器の除熱機能が喪失した場合、<u>消火系を使用した格納容器スプレイを実施する。</u></p> <p>①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、<u>補助ボイラ冷却水元弁(図①)を「閉」とする。</u></p> <p>②<u>ディーゼル駆動消火ポンプ(図②)を起動し、残留熱除去系(B)消火系ライン弁(図③及び図④)を「開」とする。</u></p> <p>③<u>残留熱除去系(B)D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系(B)S/Cスプレイ弁(図⑤)を「開」とすることで、格納容器スプレイを開始する。</u></p> <p>④格納容器スプレイが開始されることをドライウエル圧力計、<u>サプレッション・チェンバ圧力計、消火系統圧力計、残留熱除去系系統流量計にて確認する。</u></p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、<u>現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁(図①)の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能</u>ため、容易に操作可能である。</p>	<p>6. <u>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</u></p> <p>(1) 操作概要</p> <p>原子炉冷却材喪失時等において、<u>残留熱除去系等が使用不能になる等の原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、消火系を使用した原子炉格納容器内のスプレイを行う。</u></p> <p>①消火系から原子炉格納容器までの系統構成として、<u>CWT/T/B供給遮断弁(第8図①)を「閉」する。</u></p> <p>②<u>補助消火ポンプ(第8図②^a)又は消火ポンプ(第8図②^b)を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)(第8図③)及びCWT系・消火系連絡止め弁(第8図④)を「開」する。</u></p> <p>③<u>A-RHRドライウエル第1スプレイ弁(第8図⑤)、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁(第2図⑥)又はA-RHRトラススプレイ弁(第8図⑦)及びA-RHR R P V代替注水弁(第8図⑧)を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことをドライウエル圧力計、消火ポンプ出口圧力計、R P V/P C V注入流量計にて確認する。</u></p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、<u>現場対応操作がB-RHR注水配管洗浄元弁の「開」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は、中央制御室で対応が可能</u>ため、容易に操作可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑧の相違 島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備によるスプレイも可能</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑦の相違</p>

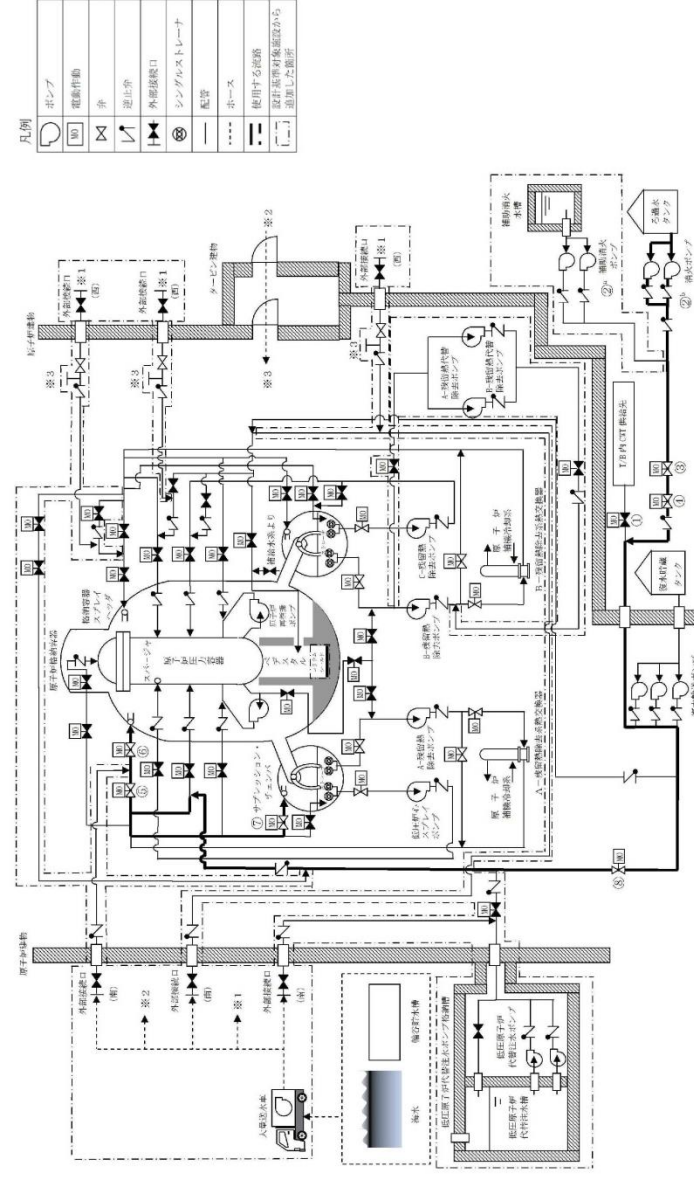
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考										
		<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>電気作動</td></tr> <tr><td>弁</td></tr> <tr><td>停止弁</td></tr> <tr><td>外部開口</td></tr> <tr><td>シンドラストレード</td></tr> <tr><td>配管</td></tr> <tr><td>ホース</td></tr> <tr><td>使用中の設備</td></tr> <tr><td>設計段階で設置から取り除かれた設備</td></tr> </table> <p>第8図 消火系による原子炉格納容器スプレイ概要図(1/2) (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器へのスプレイの場合)</p>	ポンプ	電気作動	弁	停止弁	外部開口	シンドラストレード	配管	ホース	使用中の設備	設計段階で設置から取り除かれた設備	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>島根2号炉は,補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており,当該設備によるスプレイも可能</p>
ポンプ													
電気作動													
弁													
停止弁													
外部開口													
シンドラストレード													
配管													
ホース													
使用中の設備													
設計段階で設置から取り除かれた設備													



第14図 消火系による原子炉格納容器内の冷却概要図



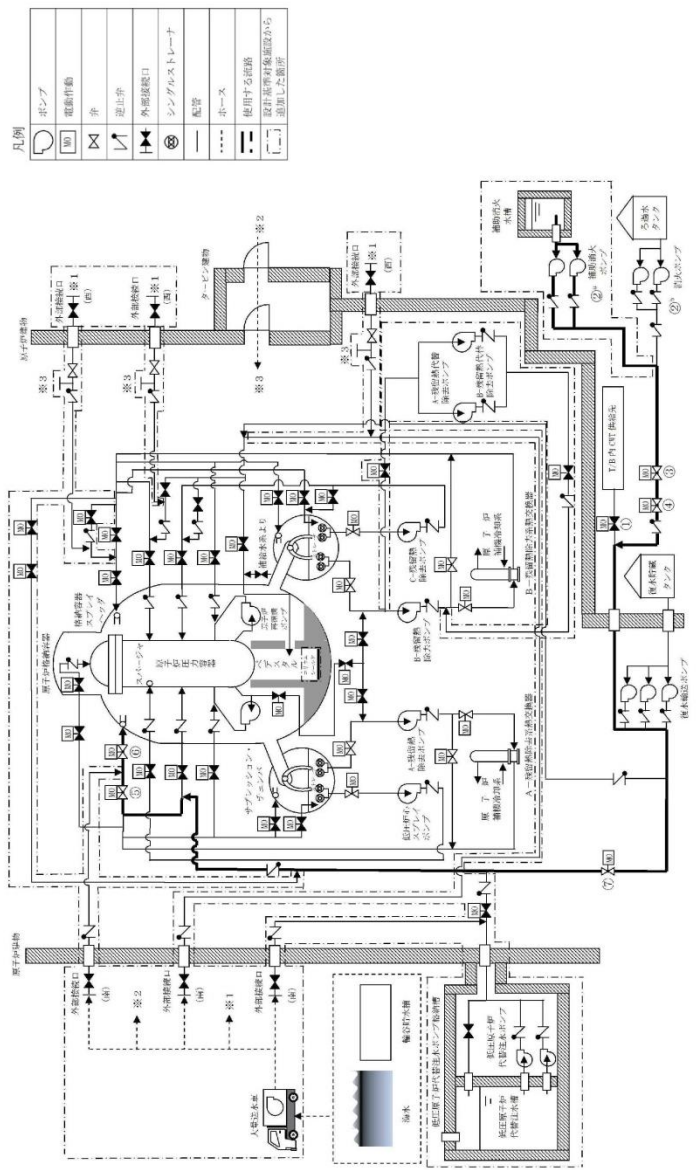
第6図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレィ 概要図



第8図 消火系による原子炉格納容器スプレィ概要図(2 / 2)
(消火ポンプを使用した原子炉格納容器へのスプレィの場合)

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>8. 消火系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため、専用の注水ライン弁を「開」とし、消火系による原子炉格納容器下部への水張りを行う。</p> <p>①ディーゼル駆動消火ポンプ(第15図③)の起動を緊急時対策本部へ依頼し、消火系から原子炉格納容器下部までの系統構成として、タービン負荷遮断弁(第15図①)を「閉」、消火系連絡弁(第15図②)を「開」する。</p> <p>②格納容器下部注水弁(第15図④)を「開」とし、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを、格納容器下部注水流量計、格納容器下部温度にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による原子炉格納容器下部への注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>7. 消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水</p> <p>(1) 操作の概要</p> <p>炉心損傷時、原子炉圧力容器が破損してペDESTAL(ドライウエル部)に放出される溶融炉心を冷却するため、消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)へ水張りを実施する。</p> <p>①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁(図①)を「閉」とする。</p> <p>②ディーゼル駆動消火ポンプ(図②)を起動する。</p> <p>③格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁(図③)及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁(図④)を「開」しペDESTAL(ドライウエル部)への注水を開始する。</p> <p>④ペDESTAL(ドライウエル部)への注水が開始されることを低圧代替注水系格納容器下部注水流量計、消火系系統圧力計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p>消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁(図①)の1弁「閉」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>7. 消火系によるペDESTAL内への注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉圧力容器が破損してペDESTAL内に放出される溶融炉心を冷却するため、専用の注水ライン弁を「開」とし、消火系によるペDESTAL内への水張りを行う。</p> <p>【スプレイ管使用の場合】</p> <p>①消火系から原子炉格納容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁(第9図①)を「閉」する。</p> <p>②補助消火ポンプ(第9図②^a)又は消火ポンプ(第9図②^b)を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)(第9図③)及びCWT系・消火系連絡止め弁(第9図④)を「開」する。</p> <p>③A-RHRドライウエル第1スプレイ弁(第9図⑤)及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁(第9図⑥)を「開」とする。</p> <p>④A-RHR RPV代替注水弁(第9図⑦)を「調整開」し、ペDESTAL内への注水が開始されたことをRPV/PCV注入流量計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計にて確認する。</p> <p>【ペDESTAL注水配管使用の場合】</p> <p>①消火系からペDESTAL内までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁(第10図①)を「閉」し、補助消火ポンプ(第10図②^a)又は消火ポンプ(第10図②^b)を起動する。</p> <p>②CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)(第10図③)、CWT系・消火系連絡止め弁(第10図④)を「開」する。</p> <p>③MUW PCV代替冷却外側隔離弁(第10図⑤)を「開」とし、ペDESTAL内へ注水されたことを、ペDESTAL注水流量計、ペDESTAL温度計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系によるペDESTAL内への注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応可能なため、容易に操作可能である。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ペDESTAL内への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用したペDESTAL内への注水手段を整備</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>⑧の相違</p> <p>島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、現場対応操作不要</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p>凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> ポンプ 駆動自動 弁 逆止弁 外部接続口 シリアスストレート 配管 ホース 使用する図例 設計基準対象範囲から省略した図例 	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、ペDESTAL内への注水と SA 時の SRV 健全性確保の観点から、スプレイ管を使用したペDESTAL内への注水手段を整備</p>

第9図 スプレイ管を使用した消火系によるペDESTAL内への注水概要図(1/2)
(補助消火ポンプによるペDESTAL内への注水の場合)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
		<p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td>○</td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td>■</td><td>電機作動</td></tr> <tr><td>△</td><td>弁</td></tr> <tr><td>▽</td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td>◊</td><td>外部接続口</td></tr> <tr><td>⊗</td><td>スプレーストレーツ</td></tr> <tr><td>—</td><td>配管</td></tr> <tr><td>...</td><td>ホース</td></tr> <tr><td>---</td><td>使用する関係</td></tr> <tr><td>---</td><td>設置基準が他施設から適用した箇所</td></tr> </table>	○	ポンプ	■	電機作動	△	弁	▽	逆止弁	◊	外部接続口	⊗	スプレーストレーツ	—	配管	...	ホース	---	使用する関係	---	設置基準が他施設から適用した箇所	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ペDESTAL内への注水とSA時のSRV健全性確保の観点から、スプレイ管を使用したペDESTAL内への注水手段を整備</p>
○	ポンプ																						
■	電機作動																						
△	弁																						
▽	逆止弁																						
◊	外部接続口																						
⊗	スプレーストレーツ																						
—	配管																						
...	ホース																						
---	使用する関係																						
---	設置基準が他施設から適用した箇所																						

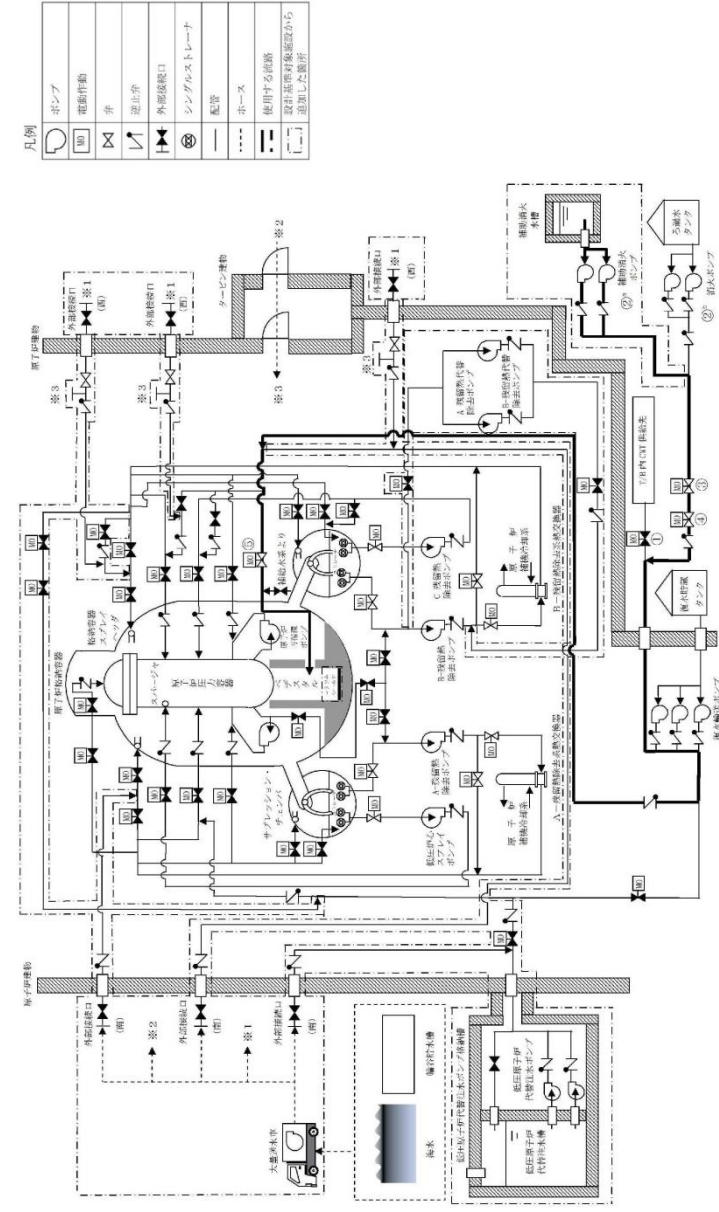
第9図 スプレイ管を使用した消火系によるペDESTAL内への注水概要図(2/2)
(消火ポンプによるペDESTAL内への注水の場合)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

東海第二発電所(2018. 9. 18版)

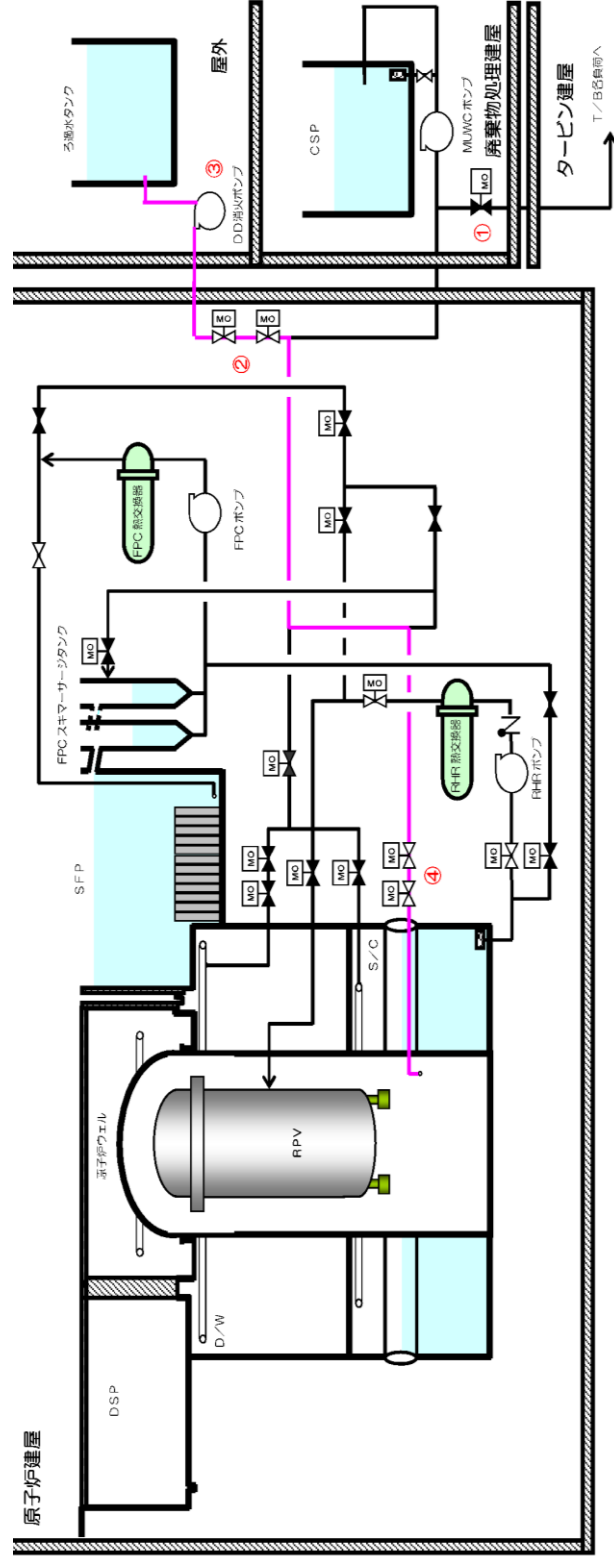
島根原子力発電所 2号炉

備考

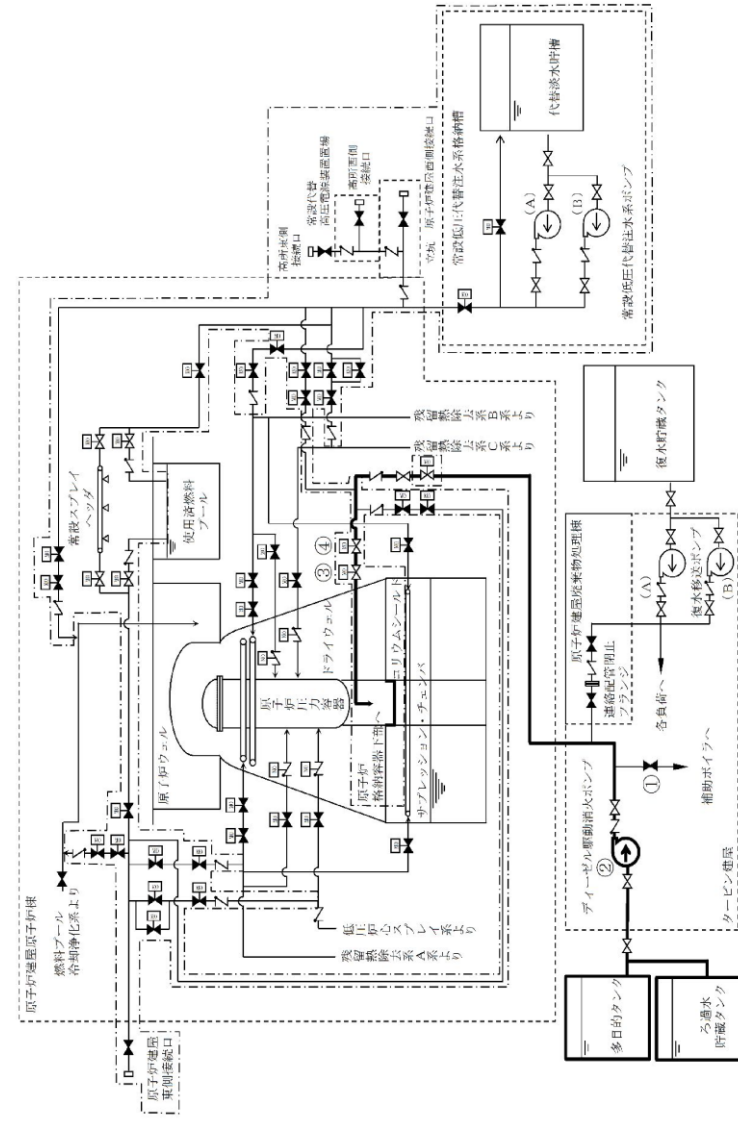


第10図 ペDESTタル注水配管を使用した消火系によるペDESTタル内への注水概要図(1/2)
(補助消火ポンプによるペDESTタル内への注水の場合)

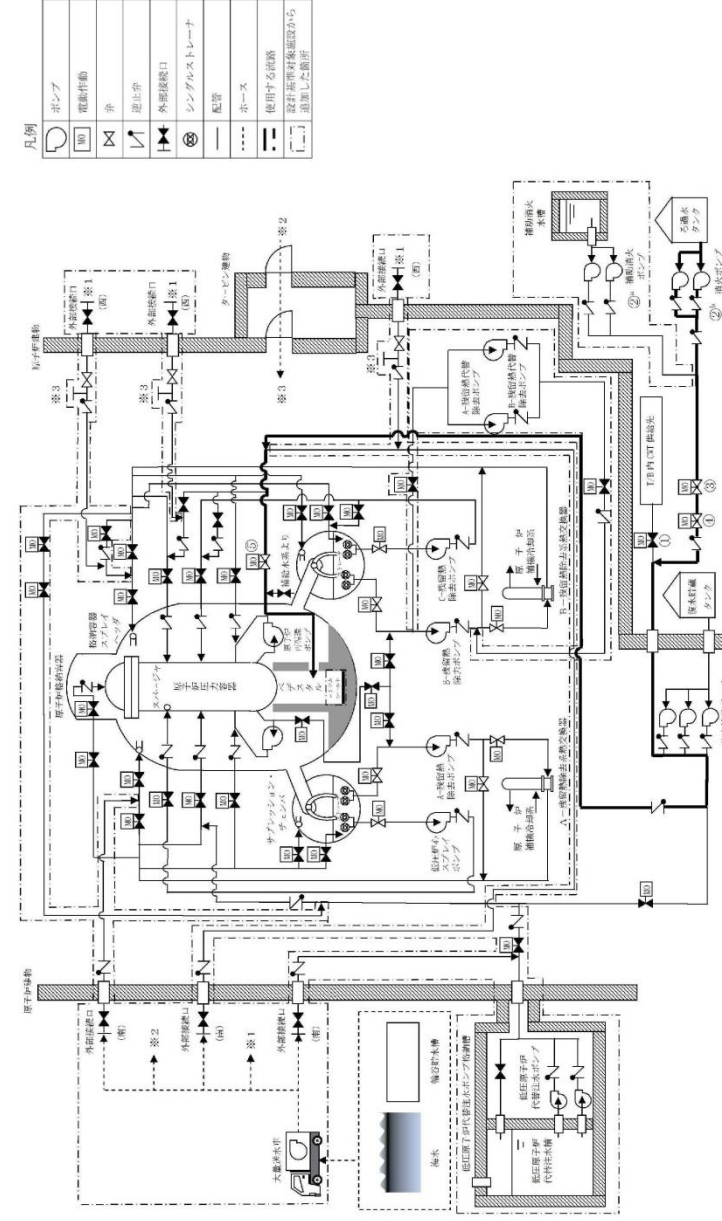
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能



第15図 消火系による原子炉格納容器下部への注水概要図



第7図 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図

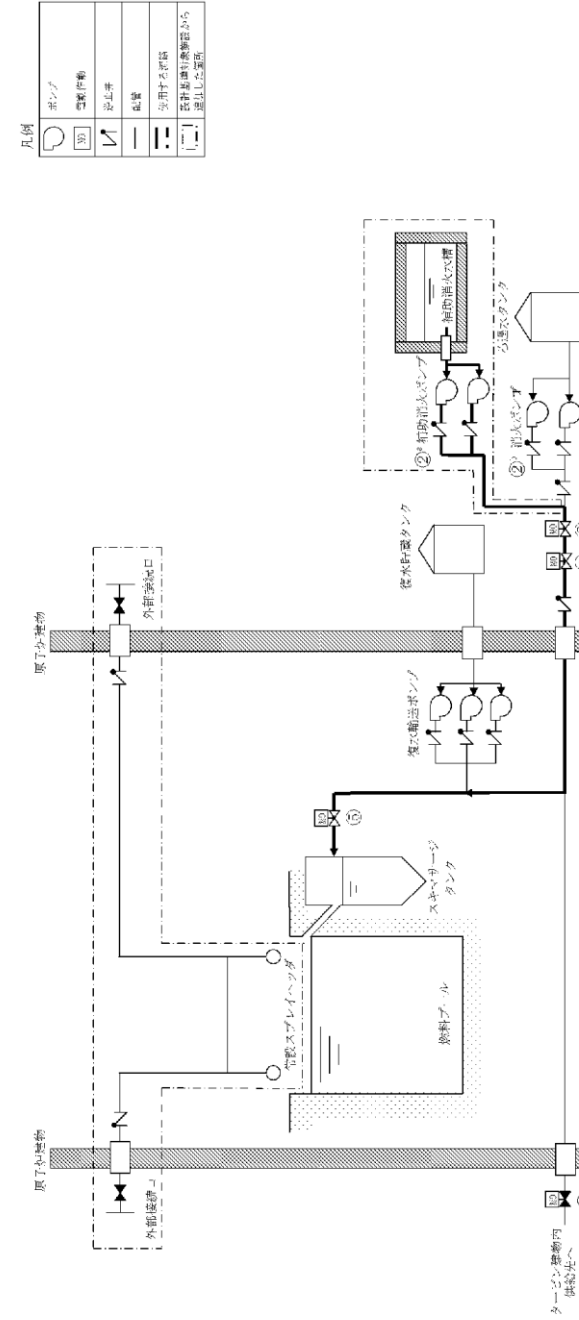


第10図 ペデスタル注水配管を使用した消火系によるペデスタル内への注水概要図(2/2)
(消火ポンプによるペデスタル内への注水の場合)

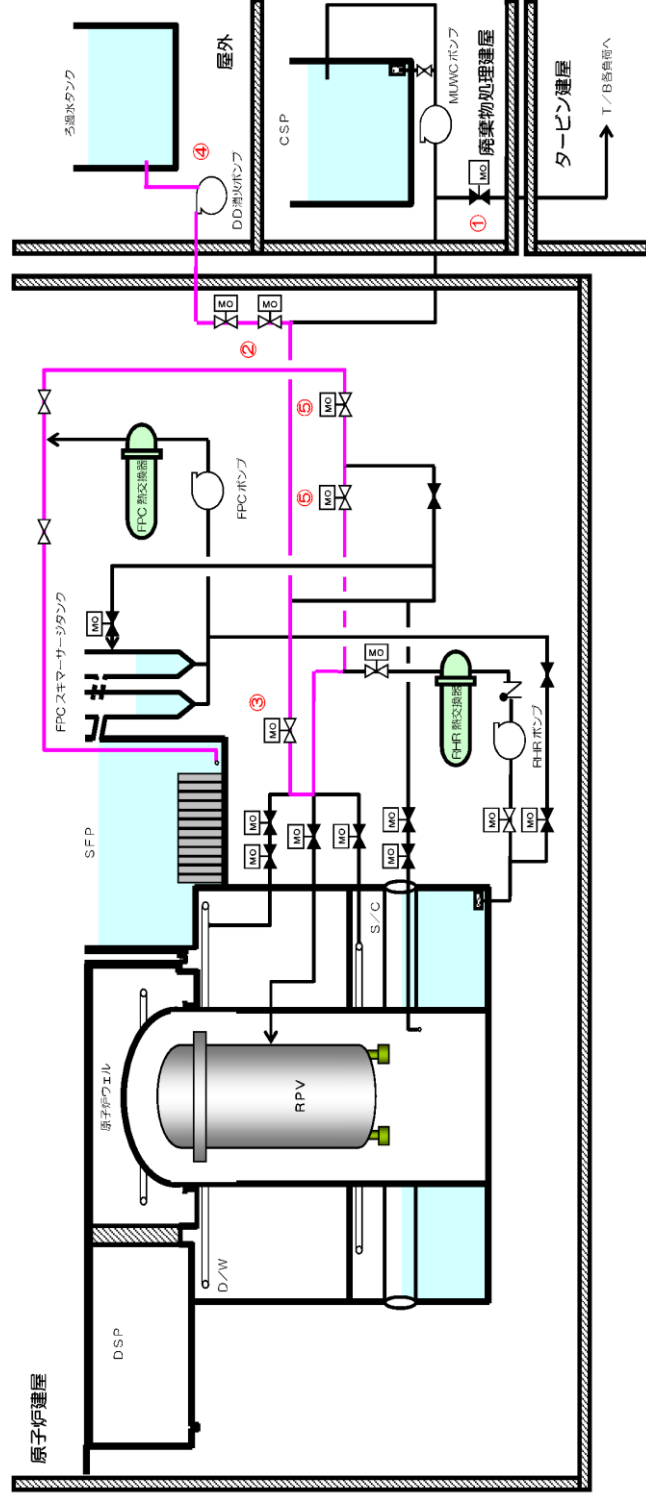
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所(2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>9. 消火系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、サブレーションプール水浄化系、残留熱除去系等が使用不能で使用済燃料プールへの補給ができない場合において、消火系を使用した使用済燃料プール注水を行う。</p> <p>①ディーゼル駆動消火ポンプ(第16図④)の起動を緊急時対策本部へ依頼し、消火系から使用済燃料プールまでの系統構成として、タービン負荷遮断弁(第16図①)を「閉」し、消火系連絡弁(第16図②)を「開」する。</p> <p>②残留熱除去系洗浄水弁(第16図③)及び残留熱除去系燃料プール側出口弁(第16図⑤)を「開」し、使用済燃料プールへ注水されたことを使用済燃料プール水位計、消火系統圧力計、残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による使用済燃料プールへの注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>8. 消火系による使用済燃料プール注水</p> <p>(1) 操作の概要</p> <p>使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、残留熱除去系が使用不能で使用済燃料プールへの補給が出来ない場合において、消火系を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。</p> <p>①消火系から使用済燃料プールまでの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁(図①)を「閉」とする。</p> <p>②ディーゼル駆動消火ポンプ(図②)を起動し、残留熱除去系(B)消火系ライン弁(図③及び図④)を「開」とする。</p> <p>③残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁(図⑤)及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁(図⑥)を「開」とする。</p> <p>④使用済燃料プールへ注水されたことを使用済燃料プール水位計、消火系統圧力計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性</p> <p>消火系による使用済燃料プール注水は、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁(図①)の1弁「閉」操作、残留熱除去系(B)燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁(図⑤)及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁(図⑥)の2弁「開」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>8. 消火系による燃料プールへの注水</p> <p>(1) 操作概要</p> <p>燃料プール水位が低下し、燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、残留熱除去系等が使用不能で燃料プールへの補給ができない場合において、消火系を使用した燃料プールへの注水を行う。</p> <p>①消火系から燃料プールまでの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁(第11図①)を「閉」する。</p> <p>②補助消火ポンプ(第11図②)又は消火ポンプ(第11図②)を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)(第11図③)及びCWT系・消火系連絡止め弁(第11図④)を「開」する。</p> <p>③FPCスキマサージタンク補給水元弁(第11図⑤)を「開」し、燃料プールへ注水されたことを燃料プール水位計、消火ポンプ出口圧力計にて確認する。</p> <p>(2) 操作の容易性について</p> <p>消火系による燃料プールへの注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、サブレーションプール水浄化系を有しない</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ⑧の相違 島根2号炉は、補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており、当該設備による注水も可能</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現場対応操作不要</p>

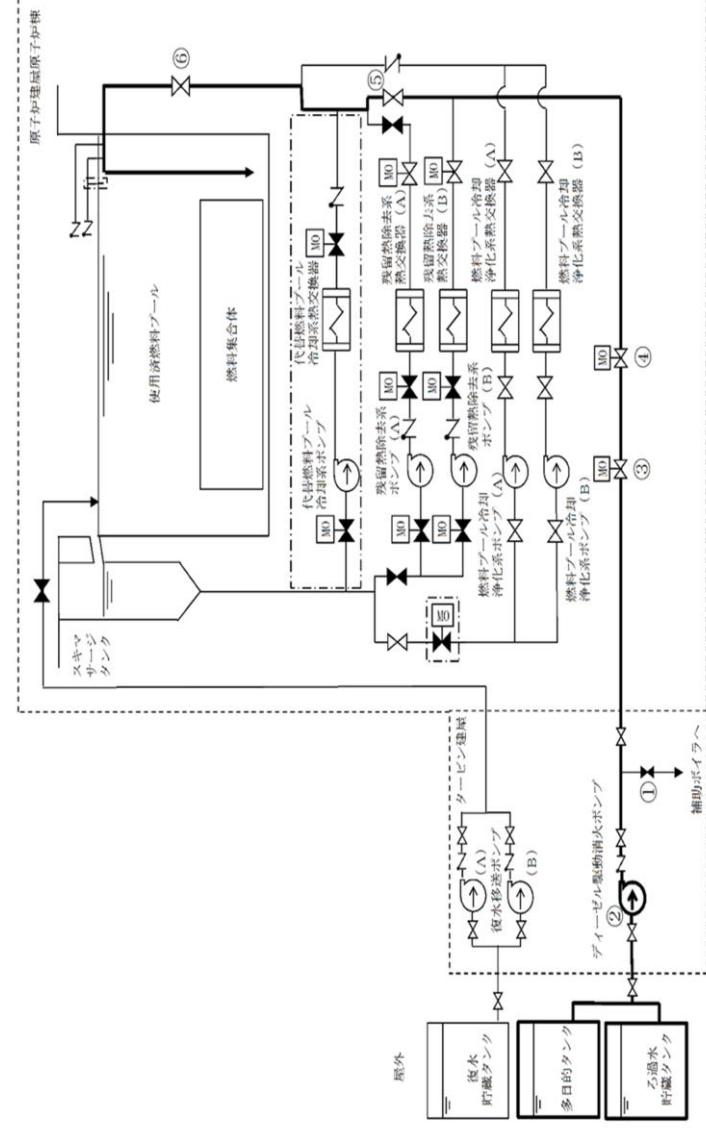
・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 島根 2号炉は, 補助消火水槽及び補助消火ポンプを有しており, 当該設備による注水も可能



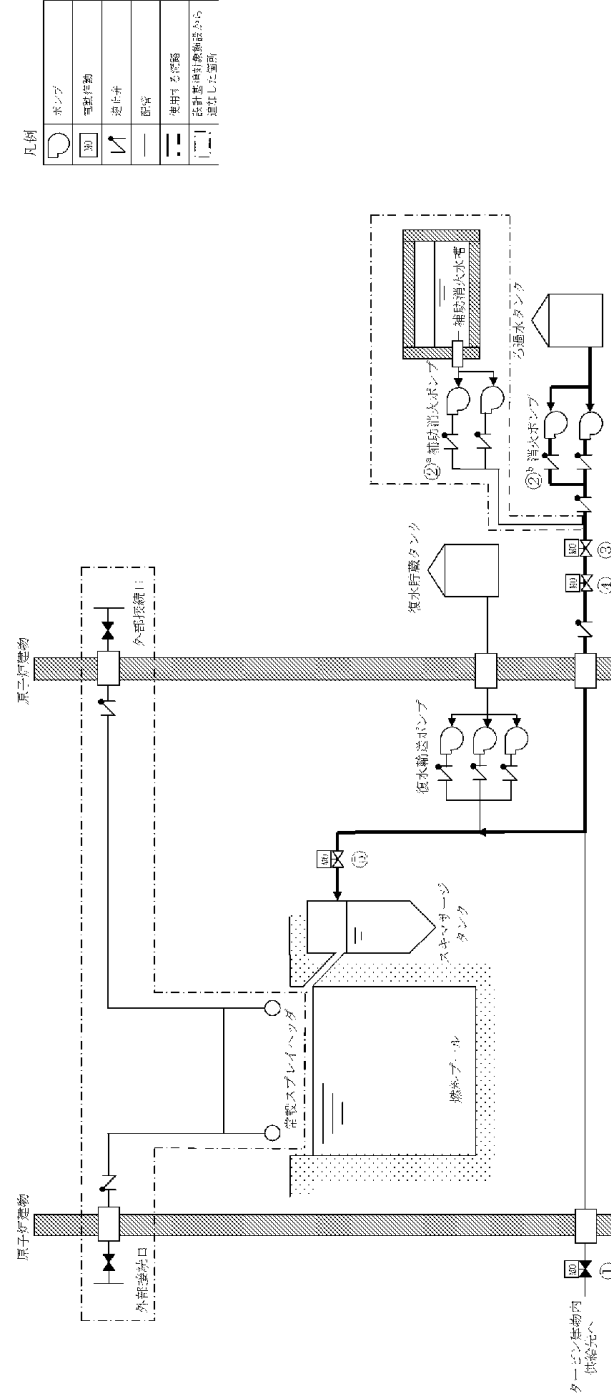
第 11 図 消火系による燃料プールへの注水概要図(1 / 2)
 (補助消火ポンプを使用した燃料プールへの注水の場合)



第16図 消火系による使用済燃料プールへの注水概要図



第8図 消火系による使用済燃料プールへの注水 概要図



第11図 消火系による燃料プールへの注水概要図(2/2)
(消火ポンプを使用した燃料プールへの注水の場合)

備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
配管構成の相違による注水経路の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所(2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>9. <u>緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電</u></p> <p>(1) <u>操作の概要</u></p> <p><u>全交流動力電源が喪失し、非常用所内電気設備が使用できない場合において、緊急時対策室建屋（旧緊急時対策所）のガスタービン発電機を用いて非常用所内電気設備への給電を行うことにより、重大事故等の対処に必要な電源を確保する。</u></p> <p>①原子炉建屋付属棟のパワーセンタ2Dの受電遮断機及び負荷遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のための操作スイッチを隔離する（図①）。</p> <p>②緊急時対策室建屋内にて電源切替盤の緊急時対策室建屋受電用ブレーカを「OFF」にする（図②）。</p> <p>③緊急時対策室建屋内にて電源切替盤の電磁接触器に動力仮設ケーブルを接続する（図②）。</p> <p>④緊急時対策室建屋内にて電源切替盤のパワーセンタ2D受電用ブレーカを「ON」にする（図②）。</p> <p>⑤緊急時対策室建屋のガスタービン発電機を起動し、パワーセンタ2D間の電路への給電を実施する（図③）。</p> <p>⑥原子炉建屋付属棟のパワーセンタ2Dの緊急時対策室建屋受電遮断器を「入」とし、必要な負荷へ給電する（図④）。</p> <p>(2) <u>操作の容易性</u></p> <p><u>パワーセンタ2Dへの給電は、緊急時対策室建屋の電源切替盤にて電路構成のための動力仮設ケーブルの接続作業を行うが、敷設するケーブルも短く接続も容易に行える。また、その他の操作は緊急時対策室建屋ガスタービン制御盤及び中央制御室で対応可能なため、容易に操作が可能である。</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>②の相違</p>

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>比較表において、相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については、備考欄に相違理由を記載する。</p>			
相違No.	相違理由		
①	島根 2 号炉の残留熱除去系と A, B-DG は原子炉補機冷却系の負荷であり原子炉補機海水ポンプにて海水系を供給		
②	原子炉補機冷却系について、原子炉補機海水系と設置場所が同一ではない屋内に設置しているため島根 2 号炉は選定対象外		
③	プラントの相違による表の内容の相違		
④	島根 2 号炉 (BWR) は、除熱機能を有する RHR 系が 2 系統、柏崎 6/7 (ABWR) は RHR 系が 3 系統		
⑤	島根 2 号炉は、協力企業の社員についても期待		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉</p> <p style="text-align: center;">予備品等の確保及び保管場所について</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1. 重要安全施設…………… 1.0.3-1</p> <p>2. 予備品等の確保…………… 1.0.3-1</p> <p>3. 予備品等の保管場所…………… 1.0.3-2</p> <p>第1表 重要安全施設一覧…………… 1.0.3-3</p> <p>第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材…………… 1.0.3-5</p> <p>第1図 予備品等の保管場所…………… 1.0.3-7</p> <p>補足1 予備品の確保等の考え方…………… 1.0.3-8</p>	<p style="text-align: center;">東海第二発電所</p> <p style="text-align: center;">予備品等の確保及び保管場所について</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1. 重要安全施設…………… 1.0.3-1</p> <p>2. 予備品等の確保…………… 1.0.3-1</p> <p>3. 予備品等の保管場所…………… 1.0.3-3</p> <p>第1.0.3-1表 重要安全施設一覧…………… 1.0.3-4</p> <p>第1.0.3-2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材…………… 1.0.3-6</p> <p>第1.0.3-1図 予備品等の保管場所…………… 1.0.3-7</p> <p>補足1 予備品の確保等の考え方…………… 1.0.3-8</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.3</p> <p style="text-align: center;">島根原子力発電所 2号炉</p> <p style="text-align: center;">予備品等の確保及び保管場所について</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1. 重要安全施設…………… 1.0.3-1</p> <p>2. 予備品等の確保…………… 1.0.3-1</p> <p>3. 予備品等の保管場所…………… 1.0.3-2</p> <p>第1表 重要安全施設一覧…………… 1.0.3-3</p> <p>第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材…………… 1.0.3-5</p> <p>第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート…………… 1.0.3-7</p> <p>補足1 予備品の確保等の考え方…………… 1.0.3-8</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち、「1.0 共通事項(2) 復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可基準規則」という。)第二条において、「重要安全施設とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。</p> <p>また、設置許可基準規則第十二条の解釈において「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」の機能が示されている。</p> <p>ここでは、これら重要安全施設のうち、重要安全施設の取替え可能な機器及び部品等に対する予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材等の確保及び保管場所について記載する。</p> <p>1. 重要安全施設 上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第1表に示す。</p> <p>2. 予備品等の確保 重大事故等時の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p>	<p>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち、「1.0 共通事項(2) 復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可基準規則」という。)第二条において、「重要安全施設とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。</p> <p>また、設置許可基準規則第十二条の解釈において「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」の機能が示されている。</p> <p>ここでは、これら重要安全施設のうち、重要安全施設の取替え可能な機器及び部品等に対する予備品及び予備品への取替のために必要な機材等の選定及び保管場所について記載する。</p> <p>1. 重要安全施設 上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第1.0.3-1表に示す。</p> <p>2. 予備品等の確保 重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。</p>	<p>「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち、「1.0 共通事項(2) 復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可基準規則」という。)第二条において、「重要安全施設とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。</p> <p>また、設置許可基準規則第十二条の解釈において「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」の機能が示されている。</p> <p>ここでは、これら重要安全施設のうち、重要安全施設の取り替え可能な機器及び部品等に対する予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材等の確保及び保管場所について記載する。</p> <p>1. 重要安全施設 上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第1表に示す。</p> <p>2. 予備品等の確保 重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。</p> <p>事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<ul style="list-style-type: none"> 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点^をを踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 <p>上記の方針に適合する系統としてタービン建屋に設置している設備である原子炉補機冷却海水系ポンプ及び原子炉補機冷却水系ポンプは自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電気的故障の要因が考えられる原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプ電動機を予備品として確保する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 <p>上記の方針に適合する系統として海水ポンプ室に設置している設備である残留熱除去系海水系、ディーゼル発電機海水系は自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電気的故障の要因が考えられる残留熱除去系海水系ポンプ電動機、ディーゼル発電機海水系ポンプ電動機を予備品として確保する。確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 <p>上記の方針に適合する系統として屋外に設置している設備である原子炉補機海水ポンプは自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電気的故障の要因が考えられる原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 原子炉補機海水ポンプ設置場所の相違 設備の相違 【東海第二】 島根 2号炉の残留熱除去系と A, B-DG は原子炉補機冷却系の負荷であり原子炉補機海水ポンプにて海水系を供給 (以下, ①の相違) 【柏崎 6/7】 原子炉補機冷却系について、原子炉補機海水系と設置場所が同一ではない屋内に設置しているため島根 2号炉は選定対象外 (以下, ②の相違) 設備の相違 【東海第二】 ①の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。</p> <p>また、予備品への取り替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、予備品への取り替え時に使用する重機としてラフタークレーン、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。</p> <p>3. 予備品等の保管場所</p> <p>予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水の外部事象の影響を受けにくい場所に重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</p> <p>保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの方策概要については、添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについての「2. 概要 (1) 保管場所及びアクセスルート」に記載する。</p> <p>なお、設備の復旧作業場所へのアクセスルートについては、第 1 図に示す複数ルートのうち少なくとも 1 ルート確保されたアクセスルートを使用して、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。</p> <p>また、保管場所及びアクセスルートの点検管理については、添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて記載している「保管場所及びアクセスルートの点検状況」と同じ点検管理を実施する。</p>	<p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。</p> <p>また、予備品の取替作業に必要な資機材として、がれき撤去のためのホイールローダ等、予備品取替時に使用する重機としてクレーン等、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。(第 1.0.3-2 表)</p> <p>3. 予備品等の保管場所</p> <p>予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波(敷地に遡上する津波を含む。)による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。</p> <p>保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの方策概要については、添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについての「2. 保管場所の設定及びアクセスルートの設定の考え方 2.1 概要」に記載する。</p> <p>なお、予備品復旧場所へのアクセスルートについては、第 1.0.3-1 図に示すアクセスルートから複数のルートを確認してアクセスし、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。</p> <p>また、保管場所及びアクセスルートの点検管理については、「添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で記載している「保管場所及びアクセスルート等の点検について」と同じ点検管理を実施する。</p>	<p>なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。</p> <p>また、予備品への取り替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ、予備品への取り替え時に使用する重機としてラフタークレーン、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。(第 2 表参照)</p> <p>3. 予備品等の保管場所</p> <p>予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</p> <p>保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの方策概要については、「添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」の「2. 概要」に記載する。</p> <p>なお、設備の復旧作業場所へのアクセスルートについては、第 1 図に示すアクセスルートから複数のルートを確認してアクセスし、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。</p> <p>また、保管場所及びアクセスルートの点検管理については、「添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で記載している「保管場所及びアクセスルート等の点検状況」と同じ点検管理を実施する。</p>	<p>【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・評価内容の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、重大事故等対処設備の有効性を確認するための事故シーケンスの選定において津波特有の事故シーケンスを選定していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																						
<p align="center">第1表 重要安全施設一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>安全機能 (設置許可基準規則第12条)</th> <th>系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉の緊急停止機能</td><td>制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット(スクラム機能))</td></tr> <tr><td>未臨界維持機能</td><td>制御棒 ほう酸水注入系</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td><td>逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</td><td>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</td><td>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td><td>逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</td><td>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能</td><td>高圧炉心注水系 残留熱除去系(低圧注水モード)</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td><td>自動減圧系</td></tr> <tr><td>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td><td>非常用ガス処理系</td></tr> <tr><td>格納容器の冷却機能</td><td>原子炉格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))</td></tr> <tr><td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td><td>可燃性ガス濃度制御系</td></tr> <tr><td>非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td><td>非常用電源系</td></tr> <tr><td>非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td><td>直流電源系</td></tr> <tr><td>非常用の交流電源機能</td><td>非常用ディーゼル発電機</td></tr> <tr><td>非常用の直流電源機能</td><td>直流電源系(非常用所内電源)</td></tr> <tr><td>非常用の計測制御用直流電源機能</td><td>計測制御電源系</td></tr> <tr><td>補機冷却機能</td><td>原子炉補機冷却水系[※]</td></tr> <tr><td>冷却用海水供給機能</td><td>原子炉補機冷却海水系[※]</td></tr> <tr><td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td><td>中央制御室換気空調系</td></tr> <tr><td>圧縮空気供給機能</td><td>駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能</td><td>原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁</td></tr> </tbody> </table>	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット(スクラム機能))	未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系(低圧注水モード)	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系	非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機	非常用の直流電源機能	直流電源系(非常用所内電源)	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系	補機冷却機能	原子炉補機冷却水系 [※]	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系 [※]	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系	圧縮空気供給機能	駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁	<p align="center">第1.0.3-1表 重要安全施設一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>安全機能 (設置許可基準規則第12条)</th> <th>系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉の緊急停止機能</td><td>制御棒及び制御棒駆動系</td></tr> <tr><td>未臨界維持機能</td><td>制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td><td>逃がし安全弁(安全弁としての開機能)</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</td><td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能) 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</td><td>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td><td>逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</td><td>高圧炉心スプレイ系 自動減圧系(逃がし安全弁)により原子炉を減圧し, 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(低圧注水系)により原子炉へ注水を行う</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能</td><td>低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水系) 高圧炉心スプレイ系</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td><td>自動減圧系(逃がし安全弁)</td></tr> <tr><td>格納容器内又は放射線物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td><td>原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス再循環系, 非常用ガス処理系)</td></tr> <tr><td>格納容器の冷却機能</td><td>残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)</td></tr> <tr><td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td><td>可燃性ガス濃度制御系</td></tr> <tr><td>非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td><td>非常用電源系(交流)</td></tr> <tr><td>非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td><td>非常用所内電源系(直流電源系統)</td></tr> <tr><td>非常用の交流電源機能</td><td>ディーゼル発電機設備</td></tr> <tr><td>非常用の直流電源機能</td><td>直流電源設備</td></tr> </tbody> </table>	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能) 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系(逃がし安全弁)により原子炉を減圧し, 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(低圧注水系)により原子炉へ注水を行う	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水系) 高圧炉心スプレイ系	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系(逃がし安全弁)	格納容器内又は放射線物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス再循環系, 非常用ガス処理系)	格納容器の冷却機能	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(交流)	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系(直流電源系統)	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備	非常用の直流電源機能	直流電源設備	<p align="center">第1表 重要安全施設一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>安全機能 (設置許可基準規則第12条)</th> <th>系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉の緊急停止機能</td><td>制御棒及び制御棒駆動系</td></tr> <tr><td>未臨界維持機能</td><td>制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td><td>逃がし安全弁(安全弁としての開機能)</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能</td><td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能</td><td>原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td><td>逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能</td><td>高圧炉心スプレイ系</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能</td><td>低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td><td>自動減圧系</td></tr> <tr><td>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td><td>非常用ガス処理系</td></tr> <tr><td>格納容器の冷却機能</td><td>残留熱除去系(格納容器冷却モード)</td></tr> <tr><td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td><td>可燃性ガス濃度制御系</td></tr> <tr><td>非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td><td>非常用電源系(交流)</td></tr> <tr><td>非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td><td>非常用電源系(直流)</td></tr> <tr><td>非常用の交流電源機能</td><td>ディーゼル発電設備</td></tr> <tr><td>非常用の直流電源機能</td><td>直流電源設備</td></tr> <tr><td>非常用の計測制御用直流電源機能</td><td>計測制御用電源設備</td></tr> <tr><td>補機冷却機能</td><td>原子炉補機冷却系</td></tr> </tbody> </table>	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)	原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系	格納容器の冷却機能	残留熱除去系(格納容器冷却モード)	格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(交流)	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(直流)	非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備	非常用の直流電源機能	直流電源設備	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	補機冷却機能	原子炉補機冷却系	<p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 プラントの相違による表の内容の相違(以下, ③の相違)</p>
安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備																																																																																																																								
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット(スクラム機能))																																																																																																																								
未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系																																																																																																																								
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系(低圧注水モード)																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系																																																																																																																								
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系																																																																																																																								
格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))																																																																																																																								
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系																																																																																																																								
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系																																																																																																																								
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系																																																																																																																								
非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機																																																																																																																								
非常用の直流電源機能	直流電源系(非常用所内電源)																																																																																																																								
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系																																																																																																																								
補機冷却機能	原子炉補機冷却水系 [※]																																																																																																																								
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系 [※]																																																																																																																								
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系																																																																																																																								
圧縮空気供給機能	駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)																																																																																																																								
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁																																																																																																																								
安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備																																																																																																																								
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系																																																																																																																								
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系																																																																																																																								
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能) 残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系 自動減圧系(逃がし安全弁)により原子炉を減圧し, 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系(低圧注水系)により原子炉へ注水を行う																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水系) 高圧炉心スプレイ系																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系(逃がし安全弁)																																																																																																																								
格納容器内又は放射線物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス再循環系, 非常用ガス処理系)																																																																																																																								
格納容器の冷却機能	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)																																																																																																																								
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系																																																																																																																								
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(交流)																																																																																																																								
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系(直流電源系統)																																																																																																																								
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備																																																																																																																								
非常用の直流電源機能	直流電源設備																																																																																																																								
安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備																																																																																																																								
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系																																																																																																																								
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系																																																																																																																								
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁(安全弁としての開機能)																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系																																																																																																																								
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系(低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系																																																																																																																								
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系																																																																																																																								
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出した場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系																																																																																																																								
格納容器の冷却機能	残留熱除去系(格納容器冷却モード)																																																																																																																								
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系																																																																																																																								
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(交流)																																																																																																																								
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系(直流)																																																																																																																								
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備																																																																																																																								
非常用の直流電源機能	直流電源設備																																																																																																																								
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備																																																																																																																								
補機冷却機能	原子炉補機冷却系																																																																																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th>安全機能 (設置許可基準規則第12条)</th> <th>系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</td> <td>原子炉格納容器バウンダリ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能</td> <td>原子炉緊急停止系の安全保護回路</td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</td> <td>非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路</td> </tr> <tr> <td>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td> <td>中性子束(起動領域モニタ) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態及び制御棒位置</td> </tr> <tr> <td>事故時の炉心冷却状態の把握機能</td> <td>原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>事故時の放射能閉じこめ状態の把握機能</td> <td>格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内放射線レベル</td> </tr> <tr> <td>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td> <td>原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉緊急停止系の安全保護回路	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束(起動領域モニタ) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態及び制御棒位置	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力	事故時の放射能閉じこめ状態の把握機能	格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内放射線レベル	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ	<table border="1"> <thead> <tr> <th>安全機能 (設置許可基準規則第12条)</th> <th>系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用の計測制御用直流電源機能</td> <td>計測制御用電源設備</td> </tr> <tr> <td>補機冷却機能</td> <td>残留熱除去系海水系[※]及びディーゼル発電機海水系[※]</td> </tr> <tr> <td>冷却用海水供給機能</td> <td>残留熱除去系海水系[※]及びディーゼル発電機海水系[※]</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td> <td>中央制御室換気系</td> </tr> <tr> <td>圧縮空気供給機能</td> <td>逃がし安全弁及び自動減圧機能のアクキュムレータ並びに主蒸気隔離弁のアクキュムレータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</td> <td>原子炉格納容器バウンダリ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能</td> <td>安全保護系(スクラム機能)</td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</td> <td>安全保護系(非常用炉心冷却系作動, 主蒸気隔離, 原子炉格納容器隔離, 原子炉建屋ガス処理系作動)</td> </tr> <tr> <td>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td> <td>起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備</td> </tr> <tr> <td>事故時の炉心冷却状態の把握機能</td> <td>原子炉水位計装(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力計装</td> </tr> <tr> <td>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td> <td>原子炉格納容器圧力計装 サブプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器エリア放射線量率計装</td> </tr> <tr> <td>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td> <td>原子炉圧力計装 原子炉水位計装(広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力計装 サブプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器水素濃度計装 原子炉格納容器酸素濃度計装 主排気筒放射線モニタ計装</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備	非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	補機冷却機能	残留熱除去系海水系 [※] 及びディーゼル発電機海水系 [※]	冷却用海水供給機能	残留熱除去系海水系 [※] 及びディーゼル発電機海水系 [※]	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁及び自動減圧機能のアクキュムレータ並びに主蒸気隔離弁のアクキュムレータ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系(スクラム機能)	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系(非常用炉心冷却系作動, 主蒸気隔離, 原子炉格納容器隔離, 原子炉建屋ガス処理系作動)	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力計装	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装 サブプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器エリア放射線量率計装	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力計装 原子炉水位計装(広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力計装 サブプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器水素濃度計装 原子炉格納容器酸素濃度計装 主排気筒放射線モニタ計装	<table border="1"> <thead> <tr> <th>安全機能 (設置許可基準規則第12条)</th> <th>系統・設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>冷却用海水供給機能</td> <td>原子炉補機海水系[※]</td> </tr> <tr> <td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td> <td>中央制御室換気系</td> </tr> <tr> <td>圧縮空気供給機能</td> <td>逃がし安全弁, 自動減圧機能のアクキュムレータ 主蒸気隔離弁のアクキュムレータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</td> <td>原子炉格納容器バウンダリ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能</td> <td>原子炉保護系</td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</td> <td>工学的安全施設作動系</td> </tr> <tr> <td>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</td> <td>中性子束 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置</td> </tr> <tr> <td>事故時の炉心冷却状態の把握機能</td> <td>原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</td> <td>原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率 サブプレッション・プール水温</td> </tr> <tr> <td>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</td> <td>原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器圧力 サブプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 排気筒モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備	冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系 [※]	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	圧縮空気供給機能	逃がし安全弁, 自動減圧機能のアクキュムレータ 主蒸気隔離弁のアクキュムレータ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉保護系	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率 サブプレッション・プール水温	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器圧力 サブプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 排気筒モニタ	
安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備																																																																						
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁																																																																						
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉緊急停止系の安全保護回路																																																																						
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系作動の安全保護回路																																																																						
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束(起動領域モニタ) 原子炉スクラム用電磁接触器の状態及び制御棒位置																																																																						
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力																																																																						
事故時の放射能閉じこめ状態の把握機能	格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内放射線レベル																																																																						
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器内圧力 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ																																																																						
安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備																																																																						
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備																																																																						
補機冷却機能	残留熱除去系海水系 [※] 及びディーゼル発電機海水系 [※]																																																																						
冷却用海水供給機能	残留熱除去系海水系 [※] 及びディーゼル発電機海水系 [※]																																																																						
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系																																																																						
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁及び自動減圧機能のアクキュムレータ並びに主蒸気隔離弁のアクキュムレータ																																																																						
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁																																																																						
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁																																																																						
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	安全保護系(スクラム機能)																																																																						
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	安全保護系(非常用炉心冷却系作動, 主蒸気隔離, 原子炉格納容器隔離, 原子炉建屋ガス処理系作動)																																																																						
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態監視設備及び制御棒位置監視設備																																																																						
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力計装																																																																						
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力計装 サブプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器エリア放射線量率計装																																																																						
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力計装 原子炉水位計装(広帯域, 燃料域) 原子炉格納容器圧力計装 サブプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器水素濃度計装 原子炉格納容器酸素濃度計装 主排気筒放射線モニタ計装																																																																						
安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備																																																																						
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系 [※]																																																																						
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系																																																																						
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁, 自動減圧機能のアクキュムレータ 主蒸気隔離弁のアクキュムレータ																																																																						
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁																																																																						
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁																																																																						
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉保護系																																																																						
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系																																																																						
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置																																																																						
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力																																																																						
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率 サブプレッション・プール水温																																																																						
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器圧力 サブプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 排気筒モニタ																																																																						
<p>※ 予備品(第2表 1. 予備品)を保管する系統</p>	<p>※ 予備品(第1.0.3-2表 1. 予備品)を保管する系統</p>	<p>※ 予備品(第2表 1. 予備品)を保管する系統(区分I, II)</p>																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																												
<p>第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材</p> <p><u>1. 予備品</u></p> <table border="1" data-bbox="166 310 923 531"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ電動機(6号炉用)</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>1台</td> <td>大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ電動機(7号炉用)</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>1台</td> <td>大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ電動機(6号炉用)</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>1台</td> <td>大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ電動機(7号炉用)</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>1台</td> <td>大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>2. がれき撤去用重機</u></p> <table border="1" data-bbox="166 653 923 873"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ホイールローダ</td> <td>バケット3m³</td> <td>5台</td> <td>荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)及び大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)</td> </tr> <tr> <td>ショベルカー</td> <td>バケット0.7m³</td> <td>2台</td> <td>荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)及び大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)</td> </tr> <tr> <td>ブルドーザ</td> <td>D3</td> <td>1台</td> <td>荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>3. 予備品取り替え時に使用する重機</u></p> <table border="1" data-bbox="166 1121 923 1205"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ラフタークレーン</td> <td>最大つり上げ荷重25t以上</td> <td>1台</td> <td>大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)</td> </tr> </tbody> </table>	名称	仕様	数量*	保管場所*	原子炉補機冷却海水ポンプ電動機(6号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)	原子炉補機冷却海水ポンプ電動機(7号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)	原子炉補機冷却水ポンプ電動機(6号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)	原子炉補機冷却水ポンプ電動機(7号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)	名称	仕様	数量*	保管場所*	ホイールローダ	バケット3m ³	5台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)及び大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)	ショベルカー	バケット0.7m ³	2台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)及び大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)	ブルドーザ	D3	1台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)	名称	仕様	数量*	保管場所*	ラフタークレーン	最大つり上げ荷重25t以上	1台	大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)	<p>第1.0.3-2表 予備品及び予備品への取替えのために必要な機材</p> <p><u>1. 予備品</u></p> <table border="1" data-bbox="952 310 1709 499"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系海水系ポンプ用電動機</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>2台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ用電動機</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>1台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>2. がれき撤去用重機</u></p> <table border="1" data-bbox="952 674 1709 989"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ホイールローダ</td> <td>バケット容量2.0m³</td> <td>2台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)西側保管場所(T.P.+23m)</td> </tr> <tr> <td>ブルドーザ</td> <td>けん引力23t</td> <td>1台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)西側保管場所(T.P.+23m)</td> </tr> <tr> <td>油圧ショベル</td> <td>バケット容量0.16m³</td> <td>1台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>3. 予備品取替時に使用する重機</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1108 1709 1266"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>予備電動機交換用クレーン</td> <td>最大吊り上げ荷重220t</td> <td>1台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)</td> </tr> <tr> <td>予備電動機運搬用トレーラー</td> <td>積載荷重20t</td> <td>1台</td> <td>南側保管場所(T.P.+25m)</td> </tr> </tbody> </table>	名称	仕様	数量*	保管場所*	残留熱除去系海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	2台	南側保管場所(T.P.+25m)	非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	1台	南側保管場所(T.P.+25m)	名称	仕様	数量*	保管場所*	ホイールローダ	バケット容量2.0m ³	2台	南側保管場所(T.P.+25m)西側保管場所(T.P.+23m)	ブルドーザ	けん引力23t	1台	南側保管場所(T.P.+25m)西側保管場所(T.P.+23m)	油圧ショベル	バケット容量0.16m ³	1台	南側保管場所(T.P.+25m)	名称	仕様	数量*	保管場所*	予備電動機交換用クレーン	最大吊り上げ荷重220t	1台	南側保管場所(T.P.+25m)	予備電動機運搬用トレーラー	積載荷重20t	1台	南側保管場所(T.P.+25m)	<p>第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材</p> <p><u>1. 予備品</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 300 2502 415"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機海水ポンプ電動機</td> <td>三相誘導電動機</td> <td>1台</td> <td>第1保管エリア(EL50m)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>2. がれき撤去用重機</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 667 2502 898"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ホイールローダ</td> <td>バケット3.4m³</td> <td>3台</td> <td>第1保管エリア(EL50m)第3保管エリア(EL33m)第4保管エリア(EL8.5m)</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>3. 予備品取り替え時に使用する重機</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1108 2502 1224"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ラフタークレーン</td> <td>最大つり上げ荷重60t</td> <td>1台</td> <td>第1保管エリア(EL50m)</td> </tr> </tbody> </table>	名称	仕様	数量*	保管場所*	原子炉補機海水ポンプ電動機	三相誘導電動機	1台	第1保管エリア(EL50m)	名称	仕様	数量*	保管場所*	ホイールローダ	バケット3.4m ³	3台	第1保管エリア(EL50m)第3保管エリア(EL33m)第4保管エリア(EL8.5m)	名称	仕様	数量*	保管場所*	ラフタークレーン	最大つり上げ荷重60t	1台	第1保管エリア(EL50m)	<p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違 【東海第二】 ①の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ③の相違</p>
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
原子炉補機冷却海水ポンプ電動機(6号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
原子炉補機冷却海水ポンプ電動機(7号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
原子炉補機冷却水ポンプ電動機(6号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
原子炉補機冷却水ポンプ電動機(7号炉用)	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
ホイールローダ	バケット3m ³	5台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)及び大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
ショベルカー	バケット0.7m ³	2台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)及び大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
ブルドーザ	D3	1台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重25t以上	1台	大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
残留熱除去系海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	2台	南側保管場所(T.P.+25m)																																																																																																												
非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	1台	南側保管場所(T.P.+25m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
ホイールローダ	バケット容量2.0m ³	2台	南側保管場所(T.P.+25m)西側保管場所(T.P.+23m)																																																																																																												
ブルドーザ	けん引力23t	1台	南側保管場所(T.P.+25m)西側保管場所(T.P.+23m)																																																																																																												
油圧ショベル	バケット容量0.16m ³	1台	南側保管場所(T.P.+25m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
予備電動機交換用クレーン	最大吊り上げ荷重220t	1台	南側保管場所(T.P.+25m)																																																																																																												
予備電動機運搬用トレーラー	積載荷重20t	1台	南側保管場所(T.P.+25m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
原子炉補機海水ポンプ電動機	三相誘導電動機	1台	第1保管エリア(EL50m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
ホイールローダ	バケット3.4m ³	3台	第1保管エリア(EL50m)第3保管エリア(EL33m)第4保管エリア(EL8.5m)																																																																																																												
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																																												
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重60t	1台	第1保管エリア(EL50m)																																																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																														
<p>4. 可搬型照明</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>電源種別</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト (ヘルメット装着用))</td> <td rowspan="3">乾電池</td> <td>100個 (運転員全員に配備)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名+予備28個)</td> <td>5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所</td> </tr> <tr> <td>50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名+予備21個)</td> <td>第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">懐中電灯</td> <td rowspan="4">乾電池</td> <td>20個 (現場対応10名分+予備10個)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>4個 (管理区域で懐中電灯が使用不可能時の予備)</td> <td>現場控室</td> </tr> <tr> <td>30個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名+予備8個)</td> <td>5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所</td> </tr> <tr> <td>50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名+予備21個)</td> <td>第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト)</td> <td rowspan="2">乾電池</td> <td>20個 (中央制御室対応として中央制御室主盤エリア5個+中央制御室裏盤エリア10個+中央制御室待避室2個+予備3個)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>60個 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)6個+5号炉原子炉建屋内アクセスルート44個+予備10個)</td> <td>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)</td> </tr> <tr> <td>乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト)</td> <td>乾電池</td> <td>4個 (当直主任席2個+主機操作員席2個)</td> <td>中央制御室</td> </tr> <tr> <td>LEDライト (フロアライト)</td> <td>内蔵蓄電池</td> <td>4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)</td> <td>大湊側高台保管場所</td> </tr> <tr> <td>発電機付投光器</td> <td>発電機</td> <td>19台 (復旧班の夜間屋外作業用19個)</td> <td>荒浜側及び大湊側高台保管場所</td> </tr> </tbody> </table> <p>※数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。</p>	名称	電源種別	数量*	保管場所*	乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト (ヘルメット装着用))	乾電池	100個 (運転員全員に配備)	中央制御室	50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名+予備28個)	5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所	50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名+予備21個)	第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所	懐中電灯	乾電池	20個 (現場対応10名分+予備10個)	中央制御室	4個 (管理区域で懐中電灯が使用不可能時の予備)	現場控室	30個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名+予備8個)	5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所	50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名+予備21個)	第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所	乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト)	乾電池	20個 (中央制御室対応として中央制御室主盤エリア5個+中央制御室裏盤エリア10個+中央制御室待避室2個+予備3個)	中央制御室	60個 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)6個+5号炉原子炉建屋内アクセスルート44個+予備10個)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)	乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト)	乾電池	4個 (当直主任席2個+主機操作員席2個)	中央制御室	LEDライト (フロアライト)	内蔵蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)	大湊側高台保管場所	発電機付投光器	発電機	19台 (復旧班の夜間屋外作業用19個)	荒浜側及び大湊側高台保管場所	<p>4. 作業用照明</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>仕様</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘッドライト</td> <td>乾電池式</td> <td>10個</td> <td>緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)</td> </tr> <tr> <td>充電式LEDスティックライト</td> <td>充電式</td> <td>4個</td> <td>緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)</td> </tr> <tr> <td>バッテリーライト (床置きタイプ)</td> <td>充電式</td> <td>4個</td> <td>緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。</p>	名称	仕様	数量*	保管場所*	ヘッドライト	乾電池式	10個	緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)	充電式LEDスティックライト	充電式	4個	緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)	バッテリーライト (床置きタイプ)	充電式	4個	緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)	<p>4. 可搬型照明</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>電源種別</th> <th>数量*</th> <th>保管場所*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ヘッドライト</td> <td rowspan="3">乾電池</td> <td>11個 (運転員分9個+予備2個)</td> <td>1,2号炉中央制御室</td> </tr> <tr> <td>38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)</td> <td>免震重要棟</td> </tr> <tr> <td>3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで宿直する要員分2個+予備1個)</td> <td>第1チェックポイント</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">懐中電灯</td> <td rowspan="5">乾電池</td> <td>11個 (運転員分9個+予備2個)</td> <td>1,2号炉中央制御室</td> </tr> <tr> <td>11個 (中央制御室と同様)</td> <td>第2チェックポイント</td> </tr> <tr> <td>43個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分38個+予備5個)</td> <td>緊急時対策所(対策本部)</td> </tr> <tr> <td>38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)</td> <td>免震重要棟</td> </tr> <tr> <td>3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで宿直する要員分2個+予備1個)</td> <td>第1チェックポイント</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">LEDライト (ランタンタイプ)</td> <td rowspan="2">乾電池</td> <td>12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)</td> <td>1,2号炉中央制御室</td> </tr> <tr> <td>9個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分7個+予備2個)</td> <td>緊急時対策所(対策本部)</td> </tr> <tr> <td>LEDライト (三脚タイプ)</td> <td>蓄電池</td> <td>3個 (中央制御室2個+予備1個)</td> <td>1,2号炉中央制御室</td> </tr> <tr> <td>LEDライト (フロアタイプ)</td> <td>蓄電池</td> <td>4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)</td> <td>第2チェックポイント</td> </tr> </tbody> </table> <p>※数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。</p>	名称	電源種別	数量*	保管場所*	ヘッドライト	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1,2号炉中央制御室	38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟	3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで宿直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント	懐中電灯	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1,2号炉中央制御室	11個 (中央制御室と同様)	第2チェックポイント	43個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分38個+予備5個)	緊急時対策所(対策本部)	38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟	3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで宿直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント	LEDライト (ランタンタイプ)	乾電池	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	1,2号炉中央制御室	9個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分7個+予備2個)	緊急時対策所(対策本部)	LEDライト (三脚タイプ)	蓄電池	3個 (中央制御室2個+予備1個)	1,2号炉中央制御室	LEDライト (フロアタイプ)	蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)	第2チェックポイント	
名称	電源種別	数量*	保管場所*																																																																																														
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト (ヘルメット装着用))	乾電池	100個 (運転員全員に配備)	中央制御室																																																																																														
		50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名+予備28個)	5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所																																																																																														
		50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名+予備21個)	第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所																																																																																														
懐中電灯	乾電池	20個 (現場対応10名分+予備10個)	中央制御室																																																																																														
		4個 (管理区域で懐中電灯が使用不可能時の予備)	現場控室																																																																																														
		30個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち5号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員22名+予備8個)	5号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所																																																																																														
		50個 (原子力防災組織の初動態勢時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員29名+予備21個)	第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所																																																																																														
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト)	乾電池	20個 (中央制御室対応として中央制御室主盤エリア5個+中央制御室裏盤エリア10個+中央制御室待避室2個+予備3個)	中央制御室																																																																																														
		60個 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)6個+5号炉原子炉建屋内アクセスルート44個+予備10個)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)																																																																																														
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト)	乾電池	4個 (当直主任席2個+主機操作員席2個)	中央制御室																																																																																														
LEDライト (フロアライト)	内蔵蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)	大湊側高台保管場所																																																																																														
発電機付投光器	発電機	19台 (復旧班の夜間屋外作業用19個)	荒浜側及び大湊側高台保管場所																																																																																														
名称	仕様	数量*	保管場所*																																																																																														
ヘッドライト	乾電池式	10個	緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)																																																																																														
充電式LEDスティックライト	充電式	4個	緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)																																																																																														
バッテリーライト (床置きタイプ)	充電式	4個	緊急時対策所建屋 (T.P.+23m)																																																																																														
名称	電源種別	数量*	保管場所*																																																																																														
ヘッドライト	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1,2号炉中央制御室																																																																																														
		38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟																																																																																														
		3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで宿直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント																																																																																														
懐中電灯	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1,2号炉中央制御室																																																																																														
		11個 (中央制御室と同様)	第2チェックポイント																																																																																														
		43個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分38個+予備5個)	緊急時対策所(対策本部)																																																																																														
		38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟																																																																																														
		3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで宿直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント																																																																																														
LEDライト (ランタンタイプ)	乾電池	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	1,2号炉中央制御室																																																																																														
		9個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分7個+予備2個)	緊急時対策所(対策本部)																																																																																														
LEDライト (三脚タイプ)	蓄電池	3個 (中央制御室2個+予備1個)	1,2号炉中央制御室																																																																																														
LEDライト (フロアタイプ)	蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)	第2チェックポイント																																																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="240 1020 828 1054">第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1107 1016 1552 1050">第1.0.3-1 図 予備品等の保管場所</p>	 <p data-bbox="1828 1016 2412 1050">第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">補足 1</p> <p style="text-align: center;">予備品の確保等の考え方</p> <p>1. 残留熱除去系 (RHR) の復旧に関する予備品の確保等について</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「<u>アクシデントマネジメント復旧の手引き</u>」にて整備している。本手引きには、事故収束を安定的に継続するために有効である RHR 系の復旧手順も盛り込まれており、RHR 系 (A) , (B) , (C) の全ての除熱能力が喪失あるいは低下した際に、「<u>RHR 系異常発生要因フローチャート</u>」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている (第 2 図)。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ・復旧作業の実施に当たっては、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 	<p style="text-align: right;">補足 1</p> <p style="text-align: center;">予備品の確保等の考え方</p> <p>1. 残留熱除去系及びディーゼル発電機の復旧に関する予備品の確保等について</p> <p>東海第二発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「<u>アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン</u>」にて整備している。本ガイドラインには、事故収束を安定的に継続するために有効である残留熱除去系 (以下「RHR 系」という。) 及びディーゼル発電機 (以下「DG」という。) の復旧手順も盛り込まれており、RHR A系, B系の全ての除熱能力が喪失あるいは低下したとき、または DG 全台の発電能力が喪失あるいは低下したとき、「<u>RHR 系基本復旧手順フローチャート</u>」及び「<u>DG 基本復旧手順フローチャート</u>」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 	<p style="text-align: right;">補足 1</p> <p style="text-align: center;">予備品の確保等の考え方</p> <p>1. 残留熱除去系 (RHR) の復旧に関する予備品の確保等について</p> <p>島根原子力発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「<u>原子力災害対策手順書 (復旧班)</u>」にて整備している。本手順書には、事故収束を安定的に継続するために有効である残留熱除去系 (以下、「RHR 系」という。) の復旧手順も盛り込まれており、RHR 系 (A) , (B) の全ての除熱能力が喪失あるいは低下した際に、「<u>RHR 系系統異常発生要因フローチャート</u>」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている (第 2 図)。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ・復旧作業の実施に当たっては、<u>復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</u> 	<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉 (BWR) は、除熱機能を有する RHR 系が 2 系統、柏崎 6/7 (ABWR) は RHR 系が 3 系統 (以下、④の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記の方針に適合する系統として原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系を選定し、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプ電動機を予備品として確保する。</p> <p>なお、RHR系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、さらにABWRの残留熱除去系は3系統あることから、東日本大震災のように複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。</p> <p>2. 予備品を用いた復旧作業について</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから、必要な作業については<u>当社のみ</u>で実施できるようにしている。</p> <p>一方、予備品を用いた補機冷却系ポンプ電動機の復旧作業は上記に該当せず、協力企業の支援による実施を考えている。しかしながら、本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、技能訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。</p>	<p>上記の方針に適合する系統としてRHR系海水系及びDG海水系を選定し、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として、RHR系海水ポンプ電動機及びDG海水系ポンプ電動機を予備品として確保する。</p> <p>確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。</p> <p>なお、RHR系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、更にRHR系は3系統あることから、東日本大震災のように複数のRHR系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統のRHR系の電動機が浸水し、当該のRHR系が機能喪失に至った場合においても、他系統のRHR系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。</p> <p>2. 予備品を用いた復旧作業について</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから、必要な作業については<u>当社のみ</u>で実施できるようにしている。</p> <p>一方、予備品を用いたRHR系海水ポンプ電動機及びDG海水系ポンプ電動機の復旧作業は上記に該当せず、協力企業の支援による実施を考えている。しかしながら、本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、<u>当社社員のみで対応できるように</u>訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、総合研修センターにおいて予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。</p>	<p>上記の方針に適合する系統として原子炉補機海水系を選定し、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として、原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。</p> <p>確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。</p> <p>なお、残留熱を除去する機能を有するRHR系は2系統(RHR系3系統のうち1系統は注水機能のみ)あり、防潮壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、東日本大震災のように複数のRHR系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統のRHR系の電動機が浸水し、当該のRHR系が機能喪失に至った場合においても、他系統のRHR系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。</p> <p>2. 予備品を用いた復旧作業について</p> <p>重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから、必要な作業については<u>当社社員及び協力会社社員</u>で実施できるようにしている。</p> <p>また、予備品を用いた原子炉補機海水ポンプ電動機の復旧作業は協力会社の支援による実施を考えている。</p> <p>本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ②の相違</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7】 ④の相違 【東海第二】 島根2号炉もRHR系は3系統あるが、除熱機能を有さないC系は配管等の取合いが異なるため他2系統と電動機の共用が不可能</p> <p>・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、協力企業の社員についても期待(以下、⑤の相違)</p> <p>・体制の相違 【東海第二】 ⑤の相違</p>

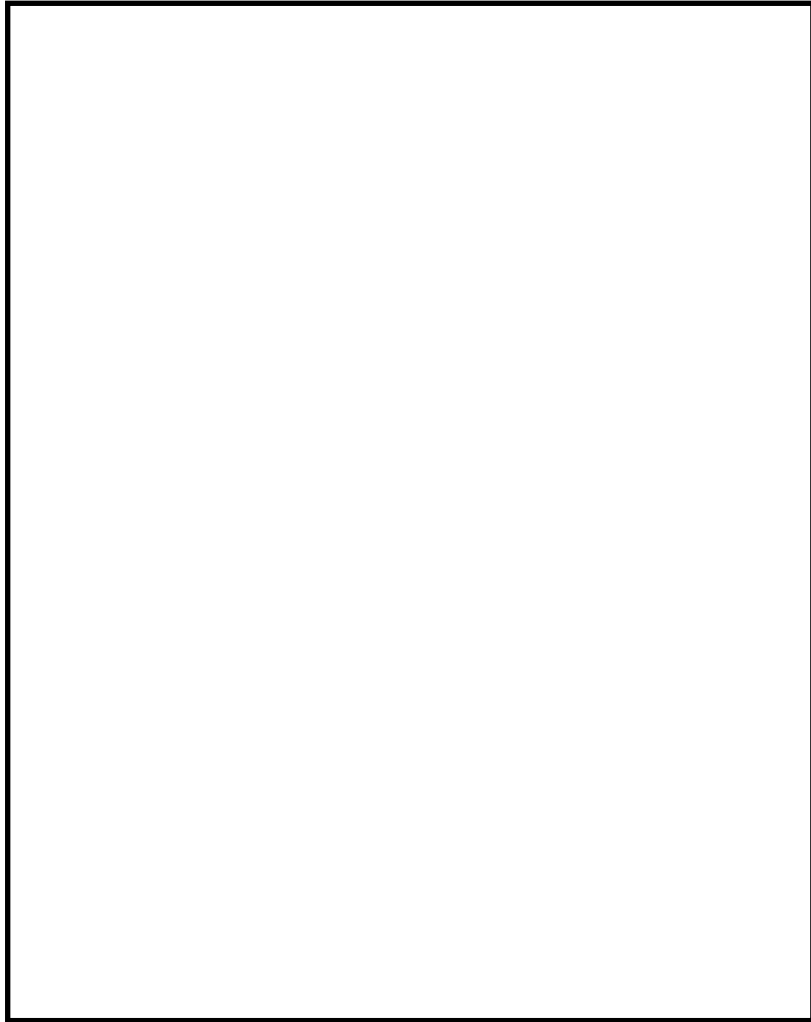
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="163 252 914 1276" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="210 1325 863 1360" data-label="Caption"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1 / 5)</u></p> </div>		<div data-bbox="1795 296 2504 1257" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1792 1285 2445 1320" data-label="Caption"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1 / 7)</u></p> </div>	

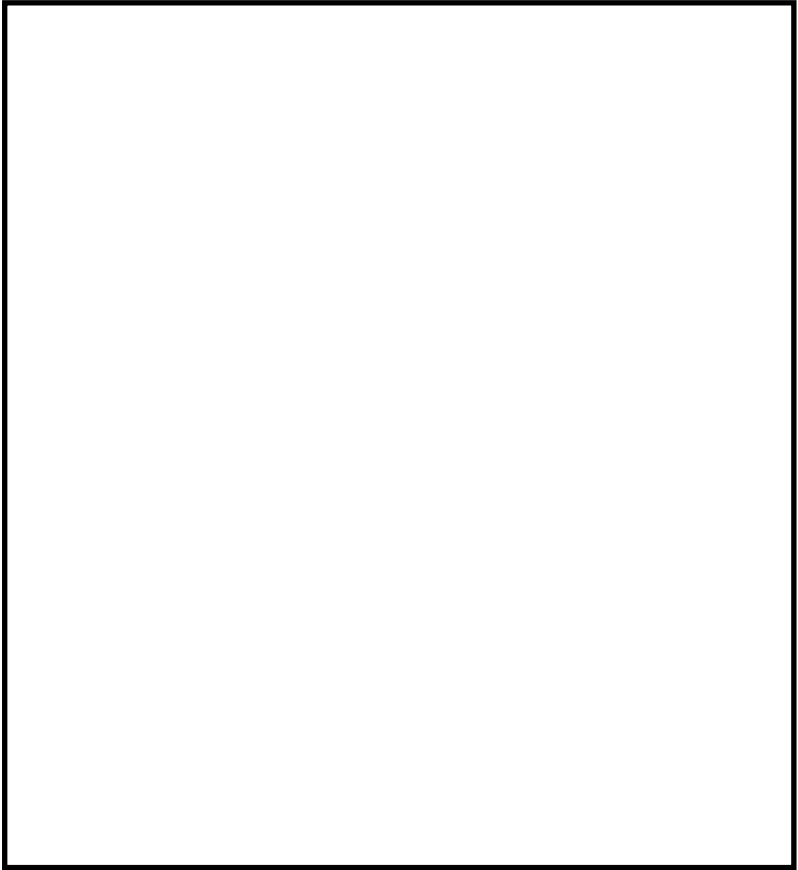
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="172 262 905 1262" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="210 1283 863 1318" data-label="Caption"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2 / 5)</u></p> </div>		<div data-bbox="1774 247 2507 1255" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1792 1283 2445 1318" data-label="Caption"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2 / 7)</u></p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 296 914 1318" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="201 1325 863 1367" data-label="Caption"> <p>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3 / 5)</p> </div>		<div data-bbox="1768 249 2490 1304" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1780 1325 2442 1367" data-label="Caption"> <p>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3 / 7)</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="154 247 908 1272" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="210 1283 863 1318" data-label="Caption"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4 / 5)</u></p> </div>		<div data-bbox="1762 233 2502 989" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1792 1016 2445 1052" data-label="Caption"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4 / 7)</u></p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="160 247 914 1230" style="border: 1px solid black; height: 468px; width: 254px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="210 1241 863 1276" style="text-align: center;"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5 / 5)</u></p> </div>		<div data-bbox="1757 302 2475 1230" style="border: 1px solid black; height: 442px; width: 242px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1789 1241 2442 1276" style="text-align: center;"> <p><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5 / 7)</u></p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1792 1192 2454 1230">第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6 / 7)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1792 1066 2448 1098"><u>第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7 / 7)</u></p>	