

表2 技術的能力対応手段と運転手順等比較表

項目	技術的能力対応手段と運転手順等比較表	
	対応手段	運転手順等
技術的能力対応手段と運転手順等比較表	● 全対応 ○ 一部対応 △ 一部対応(運転時のみ)	● 全対応 ○ 一部対応 △ 一部対応(運転時のみ)
1.1	●	●
1.2	●	●
1.3	●	●

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (1/20)

項目	技術的能力対応手段と手順等 比較表	
	対応手段	運転手順等
1.1	●	●
1.2	●	●
1.3	●	●

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (1/11)

項目	技術的能力対応手段と運転手順等比較表	
	対応手段	運転手順等
1.1	●	●
1.2	●	●
1.3	●	●

・手順書構成の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (2/20)

項目	対応手段		備考
	柏崎6/7	東海2	
技術的能力対応手段と手順等 比較表 ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。	機種の自動化	○	
	手順操作による風圧 (遠隔) (保安弁の自動操作による風圧)	○	
	手順操作による風圧 (タービン、バイパス)の手動操作による風圧	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (2/11)

項目	対応手段		備考
	柏崎6/7	東海2	
技術的能力対応手段と運転手順等 比較表 ● 各手順書に対応の記載あり ○ 各手順書に記載はないが、機種の対応あり ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。	機種の自動化	○	
	手順操作による風圧 (遠隔) (保安弁の自動操作による風圧)	○	
	手順操作による風圧 (タービン、バイパス)の手動操作による風圧	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	
	風圧調整装置 (保安弁)の遠隔操作による風圧 (自動風圧調整)	○	

・手順書構成の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書 (徴候ベース) に整備  
・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

項目	柏崎刈羽		東海第二		島根	
	○	●	○	●	○	●
技術的能力対応手段と手順等 比較表						
1.4						
1.5						
1.6						
1.7						

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (3/20)

項目	東海第二		島根		柏崎刈羽	
	○	●	○	●	○	●
技術的能力対応手段と手順等 比較表						
1.4						
1.5						
1.6						
1.7						

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(微候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (4/20)

項目	技術的能力対応手段と手順等 比較表	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)		非常時運転手順書Ⅰ (シビアアクシデント)		異常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)		異常時運転手順書Ⅳ (シビアアクシデント)	
		対応手段	手順	対応手段	手順	対応手段	手順	対応手段	手順
技術的能力対応手段と手順等 比較表									
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。									
【備考事項(1)】 最終モーション への実施等 するための手順等									
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。									

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (3/11)

項目	技術的能力対応手段と手順等 比較表	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)		非常時運転手順書Ⅰ (シビアアクシデント)		異常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)		異常時運転手順書Ⅳ (シビアアクシデント)	
		対応手段	手順	対応手段	手順	対応手段	手順	対応手段	手順
技術的能力対応手段と手順等 比較表									
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。									
【備考事項(1)】 最終モーション への実施等 するための手順等									
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。									

・手順書構成の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備

・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】



第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (5 / 20)

項目	非正常運転手順書Ⅱ (徴候ベース)														非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)		
	緊急停止	冷却水供給	減圧弁作動	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開	冷却水供給再開
【備考事項1.6】 原子炉停止 時の対応等の 手順等																	
【備考事項1.7】 原子炉停止 時の対応等の 手順等																	

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

項目	柏崎刈羽		東海第二		島根	
	有	無	有	無	有	無
技術的能力対応手段と手順等 比較表						
● 各手順に共通の対応手段						
○ 各手順に個別に対応している、対応の場所が異なる、順序が異なる						
注: R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。						

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (6/20)

項目	東海第二		島根	
	有	無	有	無
技術的能力対応手段と手順等 比較表				
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。				
注: R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。				

第 2 表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (4/11)

項目	東海第二		島根	
	有	無	有	無
技術的能力対応手段と運転手順等 比較表				
● 各手順に共通の対応手段				
○ 各手順に個別に対応している、対応の場所が異なる				
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。				
注: R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。				

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (7/20)

項目	技術的能力対応手段と手順等 比較表	対応手段	非常時運転手順書II (停炉時運転ベース)			非常時運転手順書I (シビアアクシデント)											異常時運転本邦で通用する手順			備考		
			非常時運転手順書II (運転ベース)	非常時運転手順書II (備用ベース)	非常時運転手順書II (待機ベース)	非常時運転手順書I (シビアアクシデント)	非常時運転手順書I (待機ベース)	非常時運転手順書I (待機ベース)														
【備考事項】(1)	原子炉格納容器の隔離を促すための手順等	原子炉格納容器の隔離を促すための手順等																				
【備考事項】(2)	原子炉格納容器の隔離を促すための手順等	原子炉格納容器の隔離を促すための手順等																				

注: R/PVとは、原子炉圧力制御を示す。

• 手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(微候ベース)に整備  
 • 設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (8/20)

Table with columns for '項目' (Item), '対応手段' (Response Measures), and various '非正常時運転手順項目' (Abnormal Operation Procedure Items) for different systems like '冷却水供給系' and '原子炉冷却系'.

注：R.P.Vとは、原子炉圧力調整器を指す。

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (5/11)

Table with columns for '項目' (Item), '対応手段' (Response Measures), and various 'SOP' (Standard Operating Procedure) items for different systems like '冷却水供給系' and '原子炉冷却系'.

・手順書構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備

・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

項目	柏崎刈羽原子力発電所		東海第二発電所		島根原子力発電所	
	6号炉	7号炉	2号炉	3号炉	1号炉	2号炉
技術的能力対応手段と手順等 比較表						
1.12						
1.13						

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (9/20)

項目	東海第二発電所 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 (2017.12.20版)	
	2号炉	3号炉	1号炉	2号炉
技術的能力対応手段と手順等 比較表				
1.12				
1.13				

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (6/11)

項目	東海第二発電所 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 (2017.12.20版)	
	2号炉	3号炉	1号炉	2号炉
技術的能力対応手段と手順等 比較表				
1.12				
1.13				

・手順書構成の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**  
 島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(微候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎6/7, 東海第二】**



項目	柏崎刈羽		東海第二		島根	
	有	無	有	無	有	無
1.13	●	●	●	●	●	●
1.14	●	●	●	●	●	●

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (10/20)

項目	対応手段		非時運転手順書 II (廃棄ベース)		非時運転手順書 I (シビアアクシデント)		高炉運転時対応手段	
	有	無	有	無	有	無	有	無
1.13	●	●	●	●	●	●	●	●
1.14	●	●	●	●	●	●	●	●

第 2 表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (7/11)

項目	対応手段		非時運転手順書 II (廃棄ベース)		非時運転手順書 I (シビアアクシデント)		高炉運転時対応手段	
	有	無	有	無	有	無	有	無
1.13	●	●	●	●	●	●	●	●
1.14	●	●	●	●	●	●	●	●

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

第 1.0.14-2 表 技術的能力対手段と手順等 比較表 (11 / 20)

項目	対応手段	非常時運転手順書Ⅱ (個別ベース)			非常時運転手順書Ⅱ (共通ベース)			非常時運転手順書Ⅱ (シビアアクシデント)			非常時運転手順書Ⅱ (共通ベース)			備考
		緊急時	予備	緊急時	予備	緊急時	予備	緊急時	予備	緊急時	予備	緊急時	予備	
<p>技術的能力対手段と手順等 比較表</p> <p>※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。</p>	原子炉内流体圧力ハングリ低圧時の取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
	取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	西側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	東側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	原子炉内流体圧力ハングリ低圧時の西側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	原子炉内流体圧力ハングリ低圧時の東側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	西側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	東側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	西側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	東側取水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力調整への注水													
	注: R、P、Vとは、原子炉圧力調整を示す。													

注: R、P、Vとは、原子炉圧力調整を示す。

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2 号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書 (徴候ベース) に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**





第1.0.14-2表 技術的能力対手段と手順等 比較表 (14/20)

Table with columns for '項目' (Item), '対応手段' (Response Method), and '備考' (Remarks). It details technical capabilities for various power plant systems like '緊急停止' (Emergency Stop) and '冷却水供給' (Cooling Water Supply).

注：R・P・Vとは、原子炉圧力容器を示す。

第2表 技術的能力対手段と運転手順等比較表 (8/11)

Table with columns for '項目' (Item), '対応手段' (Response Method), and '備考' (Remarks). It details technical capabilities for power plant systems like '冷却水供給' (Cooling Water Supply) and '緊急停止' (Emergency Stop).

備考
・手順書構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備
・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違
【柏崎6/7, 東海第二】



第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (15/20)

項目	技術的能力対応手段と手順等 比較表	
	柏崎刈羽原子力発電所 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。		
項目	対応手段	
【備考事項 1.14】 電機設備の取組に備 える手順等	非常用交流電源設備による非常用内蔵発電機への給電 非常用直流電源設備による給電 補助電源装置からの給電 蓄電池からの給電	
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。		

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

項目	EOP		EOP		EOP	
	1.15	1.16	1.17	1.18	1.19	1.20
技術的能力対応手段と同等「同等」比較表						
●: 同等水準に相当する ○: 同等水準に劣る						
注: 1.15 1.16 1.17 1.18 1.19 1.20						
1.15						
1.16						
1.17						
1.18						
1.19						
1.20						

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (16/20)

項目	EOP		EOP		EOP	
	1.15	1.16	1.17	1.18	1.19	1.20
技術的能力対応手段と同等「同等」比較表						
●: 同等水準に相当する ○: 同等水準に劣る						
注: 1.15 1.16 1.17 1.18 1.19 1.20						
1.15						
1.16						
1.17						
1.18						
1.19						
1.20						

注: R、P、Vとは、原子力圧力発電を示す。

・手順書構成の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
**【柏崎 6/7, 東海第二】**

第1.0.14-2表 技術的能力対手段と手順等 比較表 (17/20)

項目	非常時運転手順書 II (徴候ベース)														非常時運転手順書 III (シビアアクシデント)													
	緊急時運転手順書II (停止時徴候ベース)	緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)			緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)			緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)			緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)			緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)			緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)											
技術的能力対手段と手順等 比較表	中央制御室機電系の運転手順														中央制御室機電系の運転手順													
対比手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。	中央制御室機電系の運転手順														中央制御室機電系の運転手順													
【備考事項(1.0)】	中央制御室機電系の運転手順														中央制御室機電系の運転手順													

第2表 技術的能力対手段と運転手順等比較表 (9/11)

項目	非常時運転手順書 II (徴候ベース)																														非常時運転手順書 III (シビアアクシデント)																													
	緊急時運転手順書II (停止時徴候ベース)															緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)															緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)															緊急時運転手順書III (停止時徴候ベース)														
技術的能力対手段と手順等 比較表	中央制御室機電系の運転手順																														中央制御室機電系の運転手順																													
対比手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。	中央制御室機電系の運転手順																														中央制御室機電系の運転手順																													
【備考事項(1.0)】	中央制御室機電系の運転手順																														中央制御室機電系の運転手順																													

・手順書構成の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】  
 島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書 (徴候ベース) に整備  
 ・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の相違  
 【柏崎 6/7, 東海第二】

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1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (18/20)

項目	対応手段	非常時運転手順書Ⅰ(従来ベース)			非常時運転手順書Ⅱ(シビアアクシデント)		非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント)				異常状態発生時 実施する手順		備考
		緊急時 予備処置	緊急時 対応	緊急時 後援	緊急時 予備処置	緊急時 対応	緊急時 予備処置	緊急時 対応	緊急時 後援	緊急時 予備処置	緊急時 対応		
技術的能力対応手段と手順等 比較表	※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。												
【緊急時1:17】 緊急時1:17 緊急時1:17 緊急時1:17	モニタリング・ボルトによる放射線量の測定 可動性モニタリング・ボルトによる放射線量の測定及び代替 測定 放射線計測機による炉内中の放射性物質の濃度の測定 可動性放射線計測装置による炉内中の放射性物質の濃度の代 替測定 可動性放射線計測装置による放射性物質の濃度及び放射線 量の測定												
【緊急時1:17】 緊急時1:17 緊急時1:17 緊急時1:17	モニタリング・ボルトのバックアップド機能設置 可動性モニタリング・ボルトのバックアップド機能設置 緊急時でのモニタリングの測定時のバックアップド機能設置 緊急時でのモニタリングにおける他の機器の代替手順 可動性放射線計測装置による放射線計測項目の代替測定 モニタリング・ボルトの電圧を代替放射線計測機から取得												

注:R,P,Vとは、原子力庁指図を示す。

- 手順書構成の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉は, プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(微候ベース)に整備
- 設備及び運用の相違に伴う, 手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】

第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (19/20)

Comparison table for technical capabilities and procedures between B崎 and T2. Columns include: 技術的能力対応手段と手順等 比較表, 対応手段, 非常時運転手順書II (停機ベース), 非常時運転手順書II (稼働ベース), 非常時運転手順書III (シビアアクシデント), and 非常時運転手順書IV (稼働ベース). It details specific procedures like 緊急時対応所内非常用機風扇設備の起動 and 緊急時対応所内非常用機風扇設備の停止.

注: R, P, Vとは、原子炉圧力降下を示す。

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (10/11)

Comparison table for technical capabilities and procedures between I2 and T2. It includes columns for EOP (緊急時対応所内非常用機風扇設備の起動), EOP (緊急時対応所内非常用機風扇設備の停止), EOP (緊急時対応所内非常用機風扇設備の停止), and SOP (島根原子力発電所). It lists various procedures such as 緊急時対応所内非常用機風扇設備の起動 and 緊急時対応所内非常用機風扇設備の停止.

・手順書構成の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備
・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



第1.0.14-2表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (20/20)

項目	対応手段	非常時運転手順書Ⅱ (運転ケース)		非常時運転手順書Ⅰ (停止時運転ケース)		非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)		既設対策本部で使用する手順書	備考
		運転ケース	運転ケース	停止時運転	停止時運転	運転ケース	運転ケース		
技術的能力対応手段と手順等 比較表									
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。									
項目	対応手段								
【備考事項(1)】	発電所内の通信連絡を必要とする場所のある場所との通信連絡 計画等を行った時は必要なパラメータを発電所内の必要な場 所での共有 発電所外(社内外)の通信連絡を必要とする場所のある場所との通 信連絡 計画等を行った時は必要なパラメータを発電所外(社内外) の必要な場所での共有 代替電源設備から取得する対応手段								
1.18	注：R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。								

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (11/11)

項目	対応手段	EOP		SOP	
		運転ケース	運転ケース	運転ケース	運転ケース
技術的能力対応手段と運転手順等 比較表					
● 各手順書に対応の記載が多少 異なる可能性があるが、内容はほぼ一致している。					
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。					
項目	対応手段				
1.18	発電所内の通信連絡を必要とする場所のある場所との通信連絡 計画等を行った時は必要なパラメータを発電所内の必要な場 所での共有 発電所外(社内外)の通信連絡を必要とする場所のある場所との通 信連絡 計画等を行った時は必要なパラメータを発電所外(社内外) の必要な場所での共有 代替電源設備から取得する対応手段				

・手順書構成の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
島根2号炉は、プラント停止時における対応手順を事故時操作要領書(徴候ベース)に整備  
・設備及び運用の相違に伴う、手順書構成と技術的能力の手順書関連の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

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 1.0.15 原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について]

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、サプレッション・プール浄化系を有しない		
②	東海第二は「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」で原子炉浄化系による除熱を記載		
③	残留熱除去系は、BWRは2系統、ABWRは3系統		
④	柏崎6/7は、原子炉冷却材浄化系のページ水として制御棒駆動系を用いているが、島根2号炉はページ水不要		

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. 15</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;">原子炉格納容器の長期にわたる 状態維持に係る体制の整備について &lt;目次&gt;</p> <p>1. 考慮すべき事項..... 1. 0. 15-1</p> <p>2. 原子炉格納容器の冷却手段..... 1. 0. 15-3</p> <p>    (1) <u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における格納容器除熱手段について</u>..... 1. 0. 15-3</p> <p>    (2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u>..... 1. 0. 15-4</p> <p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について..... 1. 0. 15-8</p> <p>    (1) <u>循環冷却時の線量低減の対応について</u>..... 1. 0. 15-8</p> <p>    (2) <u>汚染水発生時の対応について</u>..... 1. 0. 15-10</p> <p>4. <u>残留熱除去系の復旧方法について</u>..... 1. 0. 15-11</p> <p>    (1) <u>残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</u>..... 1. 0. 15-11</p> <p>    (2) <u>残留熱除去系の復旧手順について</u>..... 1. 0. 15-11</p> <p>5. <u>可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</u>..... 1. 0. 15-20</p> <p>5.1 <u>可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について</u>..... 1. 0. 15-21</p> <p>    (1) <u>可搬型格納容器除熱系統の概要について</u>..... 1. 0. 15-21</p> <p>    (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>..... 1. 0. 15-22</p> <p>    (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応について</u>..... 1. 0. 15-24</p> <p>5.2 <u>可搬型熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱について</u>..... 1. 0. 15-24</p> <p>    (1) <u>可搬型熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱の概要について</u>..... 1. 0. 15-24</p> <p>    (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>..... 1. 0. 15-27</p> <p>    (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応について</u>..... 1. 0. 15-27</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 0. 15</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の長期にわたる 状態維持に係る体制の整備について &lt;目次&gt;</p> <p>はじめに.....1. 0. 15-1</p> <p>1. 考慮すべき事項.....1. 0. 15-1</p> <p>2. 原子炉格納容器の冷却手段.....1. 0. 15-4</p> <p>    (1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u>.....1. 0. 15-4</p> <p>    (2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u>.....1. 0. 15-11</p> <p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について.....1. 0. 15-13</p> <p>    (1) <u>代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の対応について</u>.....1. 0. 15-13</p> <p>    (2) <u>汚染水発生時の対応について</u>.....1. 0. 15-19</p> <p>4. <u>残留熱除去系の復旧方法について</u>.....1. 0. 15-20</p> <p>    (1) <u>残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</u>.....1. 0. 15-20</p> <p>    (2) <u>残留熱除去系の復旧手順について</u>.....1. 0. 15-20</p> <p>5. <u>残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について</u>.....1. 0. 15-29</p> <p>    (1) <u>可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱手段の概要</u>.....1. 0. 15-30</p> <p>    (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>.....1. 0. 15-37</p> <p>    (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応</u>.....1. 0. 15-38</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 0. 15</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;">原子炉格納容器の長期にわたる 状態維持に係る体制の整備について &lt;目次&gt;</p> <p>はじめに..... 1. 0. 15-1</p> <p>1. 考慮すべき事項..... 1. 0. 15-1</p> <p>2. 原子炉格納容器の冷却手段..... 1. 0. 15-2</p> <p>    (1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u>..... 1. 0. 15-2</p> <p>    (2) <u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u>..... 1. 0. 15-4</p> <p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について..... 1. 0. 15-7</p> <p>    (1) <u>残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について</u>..... 1. 0. 15-7</p> <p>    (2) <u>汚染水発生時の対応について</u>..... 1. 0. 15-9</p> <p>4. <u>残留熱除去系の復旧方法について</u>..... 1. 0. 15-9</p> <p>    (1) <u>残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</u>..... 1. 0. 15-9</p> <p>    (2) <u>残留熱除去系の復旧手順について</u>..... 1. 0. 15-10</p> <p>5. <u>可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</u>..... 1. 0. 15-19</p> <p>5.1 <u>可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について</u>..... 1. 0. 15-19</p> <p>    (1) <u>可搬型格納容器除熱系統の概要について</u>..... 1. 0. 15-19</p> <p>    (2) <u>作業に伴う被ばく線量について</u>..... 1. 0. 15-20</p> <p>    (3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応</u>..... 1. 0. 15-22</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>島根 2号炉は、サプレッション・プール浄化系を有しない（以下、①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>5.3 <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について</u>..... 1.0.15-28</p> <p>(1)<u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の概要について</u>..... 1.0.15-28</p> <p>6. 外部からの支援について..... 1.0.15-30</p> <p><u>参考資料1：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について</u>..... 1.0.15-31</p>	<p>6. 外部からの支援について.....1.0.15-39</p>	<p>5.2 <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について</u>..... 1.0.15-22</p> <p>(1)<u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について</u>..... 1.0.15-22</p> <p>6. 外部からの支援について..... 1.0.15-24</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>東海第二は「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」で原子炉浄化系による除熱を記載（以下、②の相違）</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>東京電力固有設備の説明資料</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>重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」(中央防災会議)に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。</p> <p>復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握</li> <li>原子炉施設の除染の実施</li> <li>原子炉施設損傷部の修理及び改造の実施</li> <li>放射性物質の追加放出の防止 等</li> </ul> <p>発電所対策本部は、召集した緊急時対策要員により、復旧計画に基づき災害発生後の中長期対応を行う。また本社対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な復旧対策を検討できる体制を整備する。</p> <p>1. 考慮すべき事項</p> <p>(1) 格納容器過圧破損・過温破損事象等においては、代替循環冷却系及び格納容器ベントにより長期的な格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。</p> <p>(2) 代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことで、格納容器圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能となる。サプレッション・チェンバ・プール温度が原子炉格納容器の最高使用温度に近い状態で長期にわたり継続するが、格納容器温度については、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される150℃を下回っている。</p>	<p>はじめに</p> <p>重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。</p> <p>東海第二発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画第12編原子力災害対策編」(中央防災会議)に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。</p> <p>東海第二発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握</li> <li>原子炉施設の除染及び放射線遮蔽の実施</li> <li>原子炉施設損傷部の修理、改造の実施</li> </ul> <p>東海第二発電所災害対策本部は、召集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また本店総合災害対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>1. 考慮すべき事項</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。</p> <p>(2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。</p>	<p>はじめに</p> <p>重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。</p> <p>島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」(中央防災会議)に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。</p> <p>島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握</li> <li>原子炉施設の除染の実施</li> <li>原子炉施設損傷部の修理、改造の実施</li> <li>放射性物質の追加放出の防止</li> <li>各復旧対策の実施体制及び復旧に関する工程</li> </ul> <p>緊急時対策本部は、召集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また緊急時対策総本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>1. 考慮すべき事項</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、残留熱代替除去系及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。</p> <p>(2) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。ドライウェル主フランジや機器搬入口に使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 復旧計画の相違</p> <p>・記載表現の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器ハッチ類のシール材の評価を記載</p>

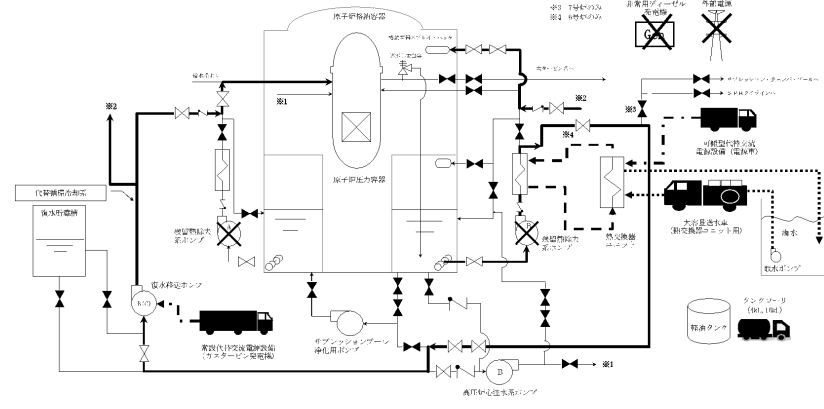


柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>代替循環冷却系の運転に使用するサブプレッション・チェンバからの吸込配管の温度は設計温度を十分に下回っているとともに、復水移送ポンプの予備機確保、同ポンプ及び操作が必要となる電動弁（原子炉及び原子炉格納容器内への注水量の調節弁）の駆動電源多様化による冗長性確保、系統配管の耐震健全性確認による信頼性確保を行っている。</u></p> <p><u>このため、代替循環冷却系の設備全体として十分な信頼性を有していると考えているが、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討が必要である。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷後に代替循環冷却運転を実施することに対しては、現場の作業環境への影響として、建屋内の環境線量が上昇することにより、代替循環冷却運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。</u></p> <p>(4) <u>代替循環冷却系により格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを解析にて確認しているものの、最終的には残留熱除去系の復旧が必要である。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の圧力・温度を低く安定状態を保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系が有効な手段であるが、ともに残留熱除去系熱交換器を用いており、この残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討が必要である。</u></p> <p>(6) <u>重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。</u></p> <p>以上を踏まえ、(1)、(2)の詳細検討として「2. 原子炉格納容器の冷却手段」において、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。</p> <p>また、(3)、(4)、(5)の検討結果を「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」「4. 残留熱除去系の復旧方法について」及び「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。</p> <p>(6)について「6. 外部からの支援について」にて示す。</p>	<p>また、<u>代替循環冷却系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷後に代替循環冷却系の運転を実施することによる負の影響として、建屋内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。</u></p> <p>(4) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態を保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。</u></p> <p>(6) <u>重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。</u></p> <p>以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。</p> <p>また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について」にそれぞれとりまとめる。</p> <p>(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。</p>	<p><u>込め機能を長期的に維持することが可能である。</u></p> <p>また、<u>残留熱代替除去系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。</u></p> <p>(3) <u>炉心損傷後に残留熱代替除去系の運転を実施することによる負の影響として、建物内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。</u></p> <p>(4) <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。</u></p> <p>(5) <u>原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態を保つためには、残留熱代替除去系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。</u></p> <p>(6) <u>重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。</u></p> <p>以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。</p> <p>また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。</p> <p>(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、SA専用設備（残留熱代替除去系）を設置</p>

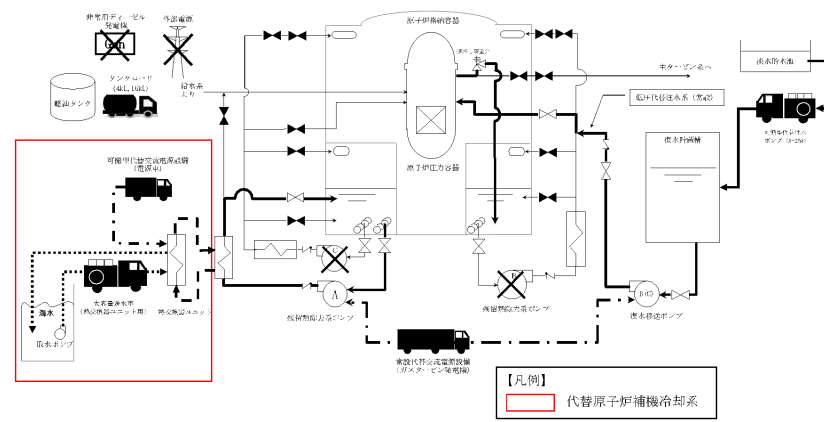
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 原子炉格納容器の冷却手段</p> <p>(1) <u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉における格納容器除熱手段について</u></p> <p>福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、<u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉では多様な格納容器除熱手段を整備しており、その設備の有効性について有効性評価において確認している。</u></p> <p>第1表に格納容器除熱手段を示す。また、第1-1図、第1-2図、第1-3図及び第1-4図に格納容器除熱手段の概要図を示す。</p> <p>第1表に示すとおり、<u>柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントの実施による格納容器除熱も可能であり、多様性を有している。</u></p>	<p>2. 原子炉格納容器の冷却手段</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u></p> <p>福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、<u>東海第二発電所では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。</u></p> <p>第1.0.15-1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1.0.15-1図、第1.0.15-2図、第1.0.15-3図、第1.0.15-4図及び第1.0.15-5図に<u>原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。</u></p> <p>第1.0.15-1表に示すとおり、<u>東海第二発電所では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。</u></p> <p>また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、<u>サブプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第1.0.15-2表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、それぞれ多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。</u></p>	<p>2. 原子炉格納容器の冷却手段</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器除熱手段について</u></p> <p>東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、<u>島根原子力発電所 2号炉では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。</u></p> <p>第1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1図～第4図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。</p> <p>第1表に示すとおり、<u>島根原子力発電所 2号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。</u></p> <p>また、<u>原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サブプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第2表に示すとおり、フロントライン系とサポート系に対して、多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器除熱手段及び補機冷却系について記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系が1系統のため、サポート系に対して除熱手段が1系統のみ</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><b>第1表 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段</td> <td>代替循環冷却系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(A)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(B)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(C)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系, 制御棒駆動系を組み合わせた格納容器除熱(※)</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段</td> <td>格納容器</td> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ベント</td> <td>耐圧強化ベント系</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段			原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○	代替原子炉補機冷却系	○	残留熱除去系(A)	△	残留熱除去系(B)	△	残留熱除去系(C)	△	ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系, 制御棒駆動系を組み合わせた格納容器除熱(※)	△	原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器	格納容器圧力逃がし装置	○	ベント	耐圧強化ベント系	○	<p><b>第1.0.15-1表 原子炉格納容器除熱手段</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">除熱手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段</td> <td>残留熱除去系A系/B系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系A系/B系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系海水系A系/B系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>代替残留熱除去系海水系</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル内ガス冷却装置</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段</td> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	除熱手段			原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱除去系A系/B系	○	代替循環冷却系A系/B系	○	残留熱除去系海水系A系/B系	○	緊急用海水系	○	代替残留熱除去系海水系	△	原子炉冷却材浄化系	△	ドライウェル内ガス冷却装置	△	格納容器圧力逃がし装置	○	原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置	○	耐圧強化ベント系	○	<p><b>第1表 島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">島根原子力発電所2号炉の除熱手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段</td> <td>残留熱代替除去系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機代替冷却系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>A-残留熱除去系</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>B-残留熱除去系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル冷却系, 原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段</td> <td>格納容器フィルタベント系</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系</td> <td>△</td> </tr> </tbody> </table>	島根原子力発電所2号炉の除熱手段			原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○	原子炉補機代替冷却系	○	A-残留熱除去系	△	B-残留熱除去系	○	ドライウェル冷却系, 原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△	原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○	耐圧強化ベント系	△	<p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b> 残留熱除去系は, BW Rは2系統, ABWRは3系統(以下, ③の相違)</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b> 柏崎6/7は, 原子炉冷却材浄化系のパージ水として制御棒駆動系を用いているが, 島根2号炉はパージ水不要(以下, ④の相違)</p> <p>・運用の相違</p>																			
柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段																																																																																									
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○																																																																																							
	代替原子炉補機冷却系	○																																																																																							
	残留熱除去系(A)	△																																																																																							
	残留熱除去系(B)	△																																																																																							
	残留熱除去系(C)	△																																																																																							
	ドライウェル冷却系, 原子炉冷却材浄化系, 制御棒駆動系を組み合わせた格納容器除熱(※)	△																																																																																							
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器	格納容器圧力逃がし装置	○																																																																																						
	ベント	耐圧強化ベント系	○																																																																																						
除熱手段																																																																																									
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱除去系A系/B系	○																																																																																							
	代替循環冷却系A系/B系	○																																																																																							
	残留熱除去系海水系A系/B系	○																																																																																							
	緊急用海水系	○																																																																																							
	代替残留熱除去系海水系	△																																																																																							
	原子炉冷却材浄化系	△																																																																																							
	ドライウェル内ガス冷却装置	△																																																																																							
	格納容器圧力逃がし装置	○																																																																																							
原子炉格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置	○																																																																																							
	耐圧強化ベント系	○																																																																																							
島根原子力発電所2号炉の除熱手段																																																																																									
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○																																																																																							
	原子炉補機代替冷却系	○																																																																																							
	A-残留熱除去系	△																																																																																							
	B-残留熱除去系	○																																																																																							
	ドライウェル冷却系, 原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△																																																																																							
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○																																																																																							
	耐圧強化ベント系	△																																																																																							
<p>○:有効性評価で期待する設備 △:有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能 ※ 残留熱除去系(B) 吸込配管及び原子炉冷却材浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時は使用不能</p>	<p>○:有効性評価で考慮する設備, △:有効性評価で考慮していない設備</p>	<p>○:有効性評価で考慮する設備 △:有効性評価で考慮していない設備 ※:原子炉再循環系吸込配管及び原子炉浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故(LOCA)時は使用不能</p>																																																																																							
	<p><b>第1.0.15-2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系/サポート系の関係</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2"></th> <th colspan="5">サポート系</th> </tr> <tr> <th>海水系A系</th> <th>残留熱除去系</th> <th>海水系B系</th> <th>残留熱除去系</th> <th>緊急用海水系</th> <th>海水系</th> <th>代替残留熱除去系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">ライン系</td> <td>フロント</td> <td>残留熱除去系A系</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>残留熱除去系B系</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>代替循環冷却系A系</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>代替循環冷却系B系</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>○:使用可能な組合せ</p>			サポート系					海水系A系	残留熱除去系	海水系B系	残留熱除去系	緊急用海水系	海水系	代替残留熱除去系	ライン系	フロント	残留熱除去系A系	○			○	○	フロント	残留熱除去系B系		○		○	○	フロント	代替循環冷却系A系	○			○	○	フロント	代替循環冷却系B系		○		○	○	<p><b>第2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系/サポート系の関係</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2"></th> <th colspan="5">サポート系</th> </tr> <tr> <th>冷却系</th> <th>一原子炉補機</th> <th>冷却系</th> <th>二原子炉補機</th> <th>代替冷却系</th> <th>A-原子炉補機</th> <th>代替冷却系</th> <th>B-原子炉補機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ライン系</td> <td>フロント</td> <td>A-残留熱除去系</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>B-残留熱除去系</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>フロント</td> <td>残留熱代替除去系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>○:使用可能な組合せ</p>			サポート系					冷却系	一原子炉補機	冷却系	二原子炉補機	代替冷却系	A-原子炉補機	代替冷却系	B-原子炉補機	ライン系	フロント	A-残留熱除去系	○				○			フロント	B-残留熱除去系			○				○	フロント	残留熱代替除去系					○		○	<p>・記載表現の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b> 島根2号炉は, 格納容器除熱手段及び補機冷却系について記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【東海第二】</b> 島根2号炉は, 残留熱代替除去系が1系統のため, サポート系に対して除熱手段が1系統のみ</p>
				サポート系																																																																																					
		海水系A系	残留熱除去系	海水系B系	残留熱除去系	緊急用海水系	海水系	代替残留熱除去系																																																																																	
ライン系	フロント	残留熱除去系A系	○			○	○																																																																																		
	フロント	残留熱除去系B系		○		○	○																																																																																		
	フロント	代替循環冷却系A系	○			○	○																																																																																		
	フロント	代替循環冷却系B系		○		○	○																																																																																		
		サポート系																																																																																							
		冷却系	一原子炉補機	冷却系	二原子炉補機	代替冷却系	A-原子炉補機	代替冷却系	B-原子炉補機																																																																																
ライン系	フロント	A-残留熱除去系	○				○																																																																																		
	フロント	B-残留熱除去系			○				○																																																																																
	フロント	残留熱代替除去系					○		○																																																																																

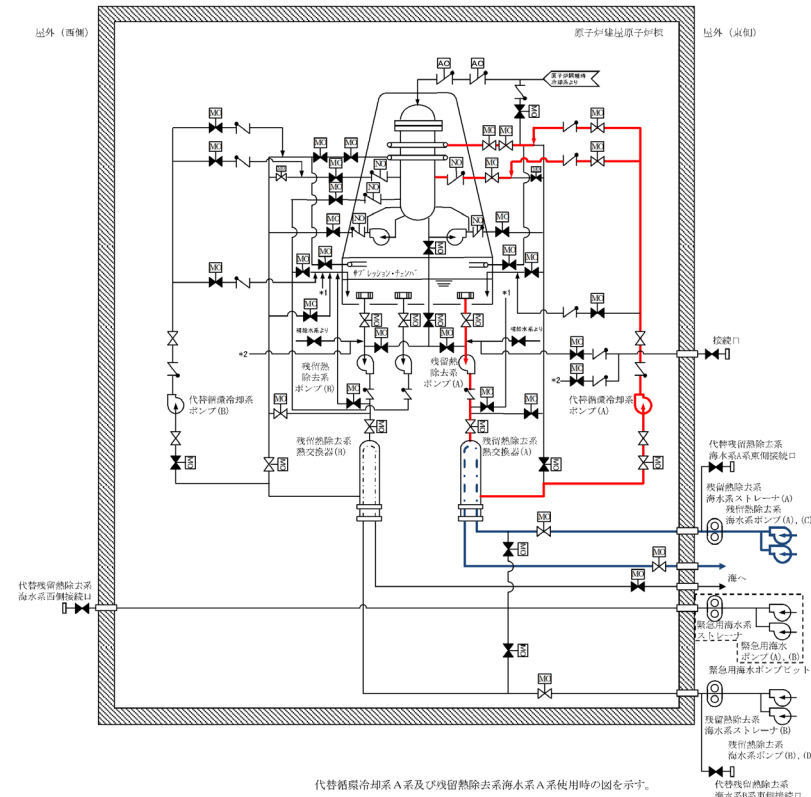
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p><u>代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッション・チェンバ・プール水を水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後90日間の積算線量で</u>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span><u>と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用する。</u></p> <p>また、事故後のサプレッション・チェンバ内には異物が流入する可能性があるが、サプレッション・チェンバからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。</p> <p>なお、ストレーナは、サプレッション・チェンバの底面から約1mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、万一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水ポンプによる淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成としている（第2図参照）。</p> <p>なお、炉心損傷に至る重大事故等発生後に代替循環冷却系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。</p>	<p>(2) <u>代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p><u>代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となることがある。このため、代替循環冷却系において放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。</u></p> <p>また、事故後のサプレッション・プール水中には異物が流入する可能性がある。サプレッション・プール水の吸込部には、閉塞防止対策として、<u>多孔プレートを組み合わせた大型のストレーナを第23回施設定期検査時に設置しており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。</u>なお、ストレーナは、サプレッション・チェンバの底面から約1mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸い上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合も考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水大型ポンプを使用した淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第1.0.15-6図参照）。</p>	<p>(2) <u>残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について</u></p> <p><u>残留熱代替除去系を運転する場合には、サプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後90日間の積算線量で約</u>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span><u>と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用する。</u></p> <p>また、事故後のサプレッション・プール水中には異物が流入する可能性があるが、サプレッション・プール水の吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。</p> <p>なお、ストレーナは、サプレッション・チェンバの底面から約1.9mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（大量送水車による淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第5図参照）。</p> <p>なお、炉心損傷に至る重大事故等発生時に残留熱代替除去系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。</p>	<p>・記載表現の相違  <b>【東海第二】</b>  島根2号炉は、配管表面での積算線量から評価し、各機器の耐放射線性を確保する設計</p> <p>・設備設計の相違  <b>【柏崎6/7、東海第二】</b></p>



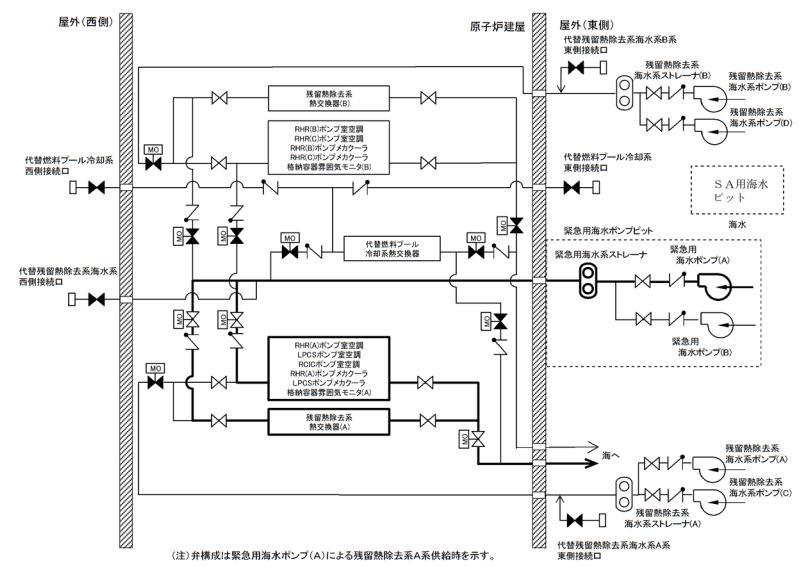
第1-1図 代替循環冷却系 系統概要図



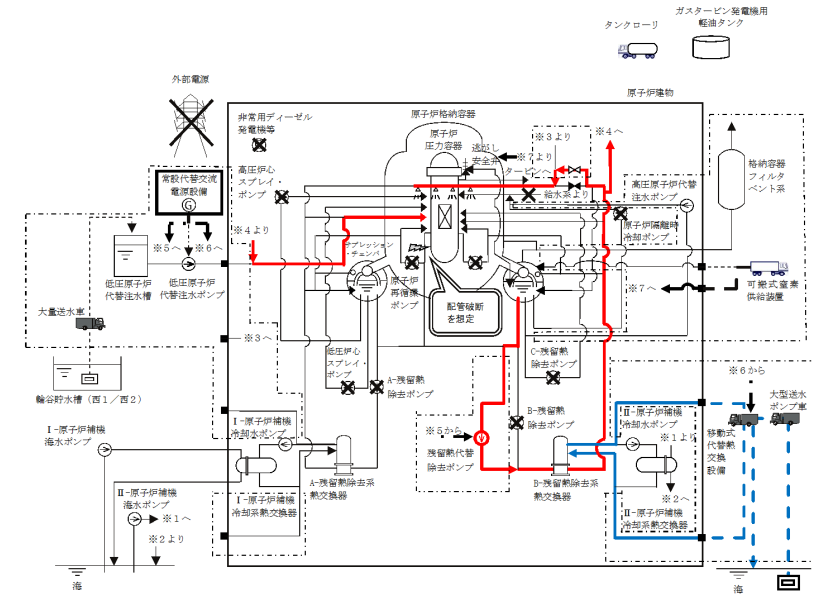
第1-2図 代替原子炉補機冷却系 系統概要図



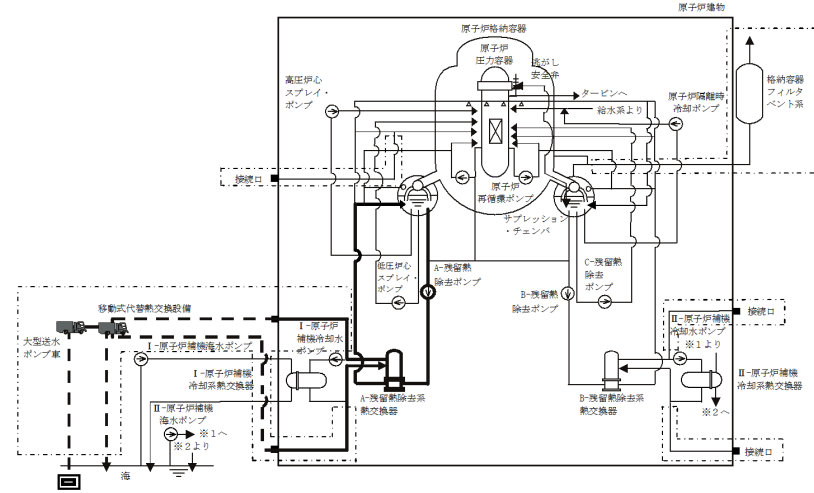
第1.0.15-1図 残留熱除去系及び代替循環冷却系 系統概要図



第1.0.15-2図 残留熱除去系海水系及び緊急用海水系等 系統概要図



第1図 残留熱代替除去系 系統概要図

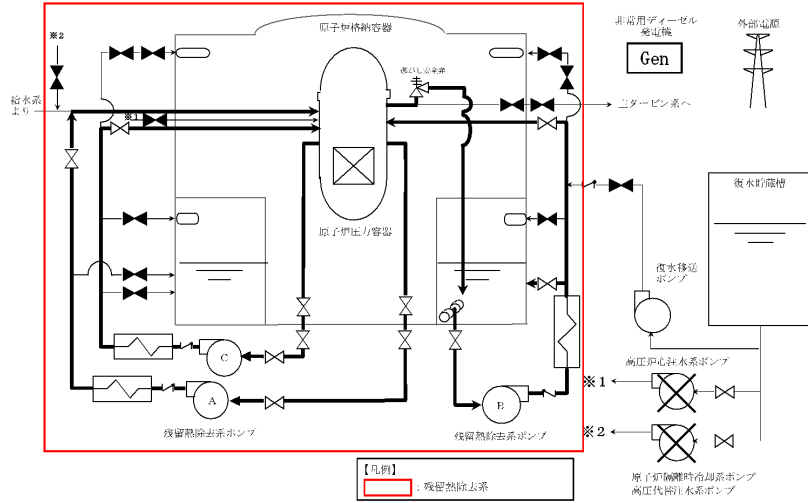


第2図 原子炉補機代替冷却系 系統概要図

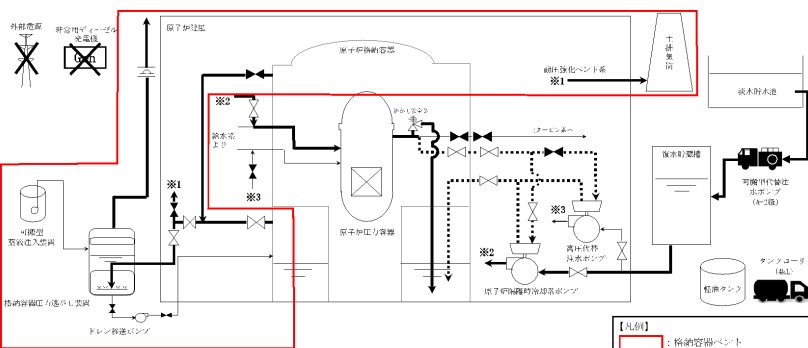
・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】

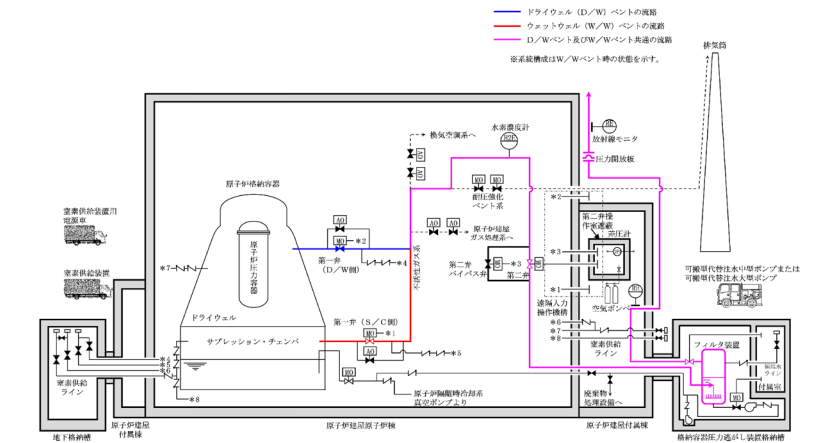




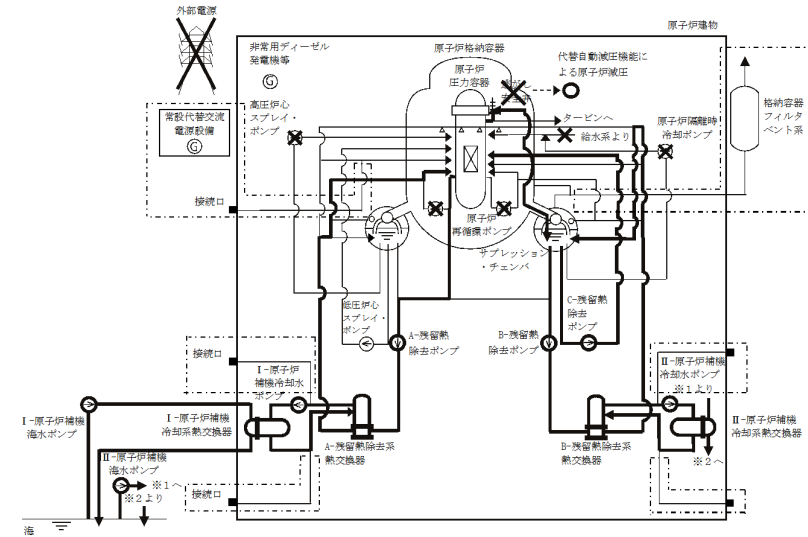
第1-3図 残留熱除去系 系統概要図



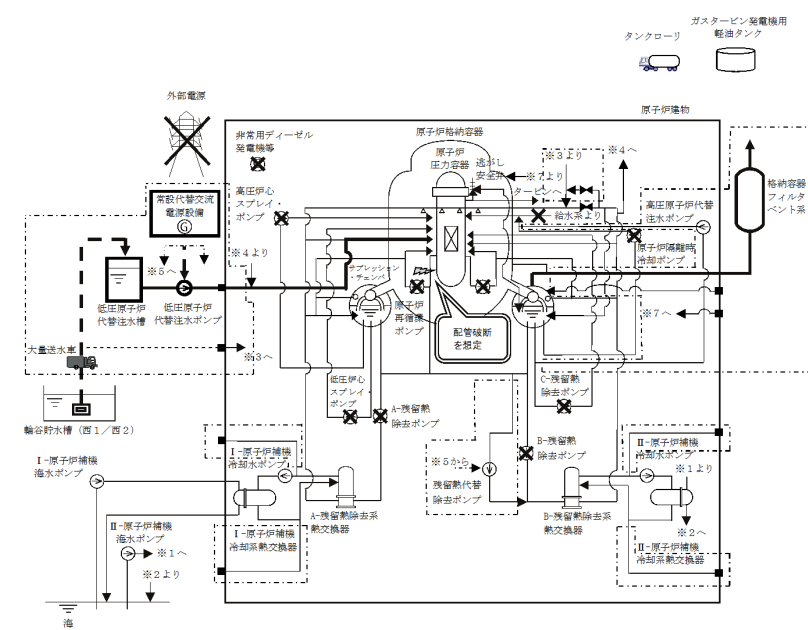
第1-4図 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 系統概要図



第1.0.15-3図 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系 系統概要図



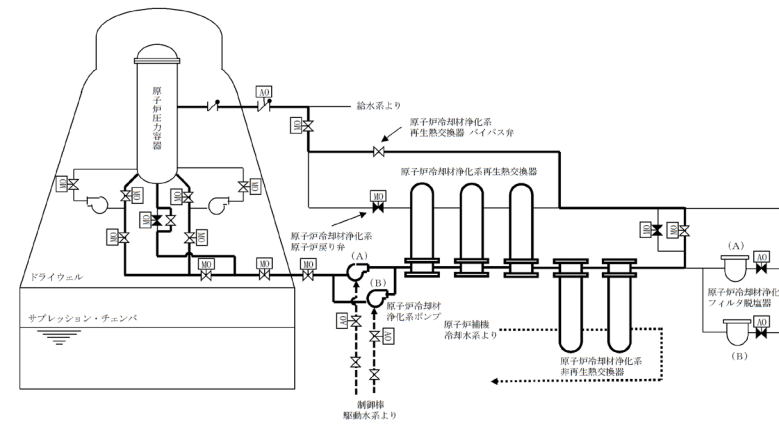
第3図 残留熱除去系 系統概要図



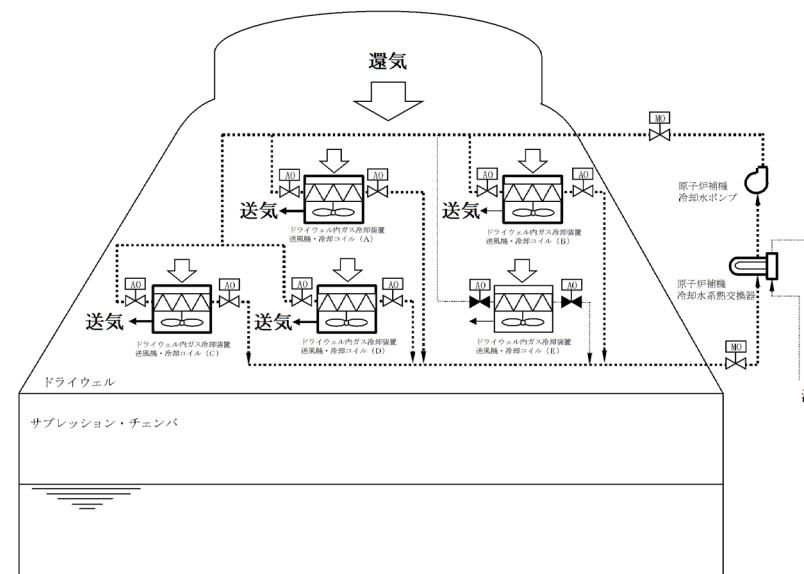
第4図 格納容器フィルタベント系 系統概要図

・設備設計の相違  
【柏崎6/7】

・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】  
⑤の相違

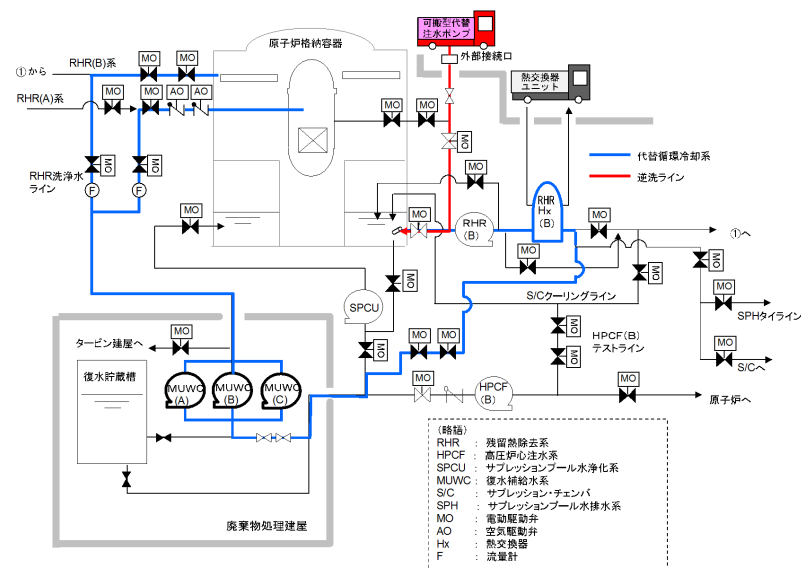


第 1.0.15-4 図 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

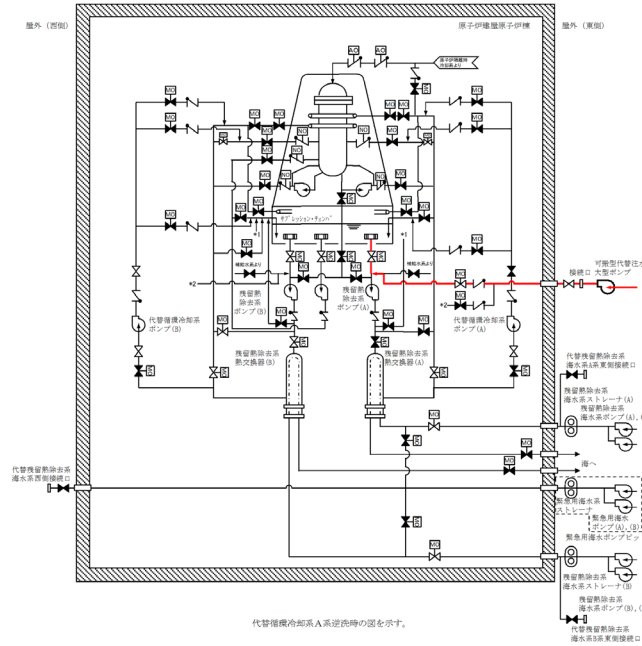


第 1.0.15-5 図 ドライウェル内ガス冷却装置 系統概要図

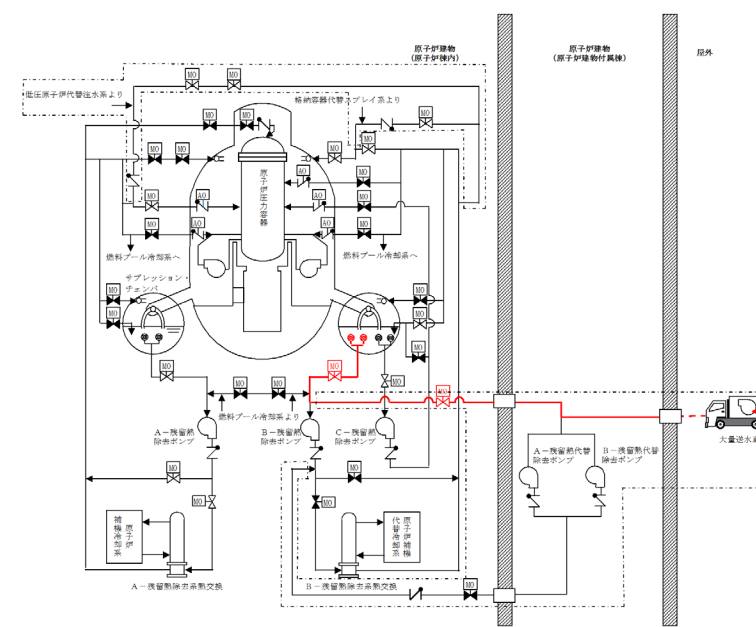
・記載表現の相違  
**【東海第二】**  
 島根 2 号炉は、「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」に記載



第2図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成



第 1.0.15-6 図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成



第5図 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作時の系統構成

・設備設計の相違  
【柏崎6/7, 東海第二】



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. 作業環境の線量低減対策の対応例について</p> <p>(1) <u>循環冷却時の線量低減の対応について</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系は、残留熱除去系が復旧するまでの期間に運転することを想定している。このため、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下における残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。</u></p> <p><u>代替循環冷却系では、サプレッション・チェンバからのプール水の吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉压力容器への注水はA系を想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却系の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の運転に使用する残留熱除去系のB系（一部はA系）の配管については、復旧作業の実施に先立ち、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体のフラッシングを行うことが可能な設備構成としている。これにより、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・チェンバに送水することにより、放射線量を低減させることが可能である。</u></p> <p><u>また、残留熱除去系の復旧において、復旧作業が必要と想定されるポンプ室へアクセスできることが重要であり、原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室又は原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。</u></p> <p><u>6号炉については、第3図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能である。</u></p>	<p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について</p> <p>(1) <u>代替循環冷却系を運転した場合の線量低減の対応について</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。</u></p> <p><u>代替循環冷却系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、サプレッション・プール水の冷却並びに原子炉及び原子炉格納容器への注水に、残留熱除去系を使用し、<u>代替循環冷却系A系については残留熱除去系A系、代替循環冷却系B系については残留熱除去系B系を使用する設計とする。</u>このため、復旧する残留熱除去系は、代替循環冷却系の運転に伴う線量影響を受けにくい系統とし、代替循環冷却系A系運転時は残留熱除去系B系を、代替循環冷却系B系運転時は残留熱除去系A系を復旧対象とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系については、第1.0.15-6図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。</u></p> <p><u>残留熱除去系ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建屋原子炉棟地下2階の残留熱除去系ポンプ室並びに原子炉建屋原子炉棟1階及び地下1階の残留熱除去系ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。</u></p> <p><u>第1.0.15-7図に示すとおり、代替循環冷却系の配管等は、主に残留熱除去系の熱交換器室内及びその周辺に敷設され、基本的にA系とB系は耐火壁を挟んで異なる区域に設置される。このため、熱交換器室の壁、耐火壁等による遮蔽に期待できることから、アクセスは可能である<u>と考える。</u></u></p> <p><u>また、復旧作業時には必要に応じて遮蔽体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図る。</u></p>	<p>3. 作業環境の線量低減対策の対応例について</p> <p>(1) <u>残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について</u></p> <p><u>残留熱代替除去系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、残留熱代替除去系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、残留熱代替除去系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。</u></p> <p><u>残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、原子炉格納容器へのスプレイに、残留熱除去系のB系を使用し、原子炉压力容器への注水はA系を使用する設計としている。このため、復旧する残留熱除去系は、残留熱代替除去系の運転に伴う線量影響を受けにくい残留熱除去系A系を復旧対象とする。</u></p> <p><u>残留熱除去系のB系（一部はA系）については、第5図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（大量送水車による淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。</u></p> <p><u>A-残留熱除去ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。</u></p> <p><u>第6図に示すとおり、残留熱代替除去系の運転により高線量となる配管は、A-残留熱除去ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能である<u>と考える。</u></u></p> <p><u>また、復旧作業時には必要に応じて遮へい体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低</u></p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】</p> <p>機器配置の相違</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>一方、7号炉については、第4図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室からは離れているが、同上部ハッチ付近に存在する。この場所における放射線量は、評価の結果、線量が高いケースとして代替循環冷却系の運転開始後30日間経過した場合には</p> <p>□となる。このため、同上部ハッチ近傍には、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の事故収束作業において使用した実績を有する移動式遮蔽体を用いて線量の低減を図る。線量評価の一例として、第5図に示す移動式遮蔽体を用いた場合には、線量を□に低減することができる。さらに、復旧作業時には、適切な放射線防護対策を行うことにより、線量による影響を低減させた上で復旧作業を行う。</p>		<p>減を図る。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p>


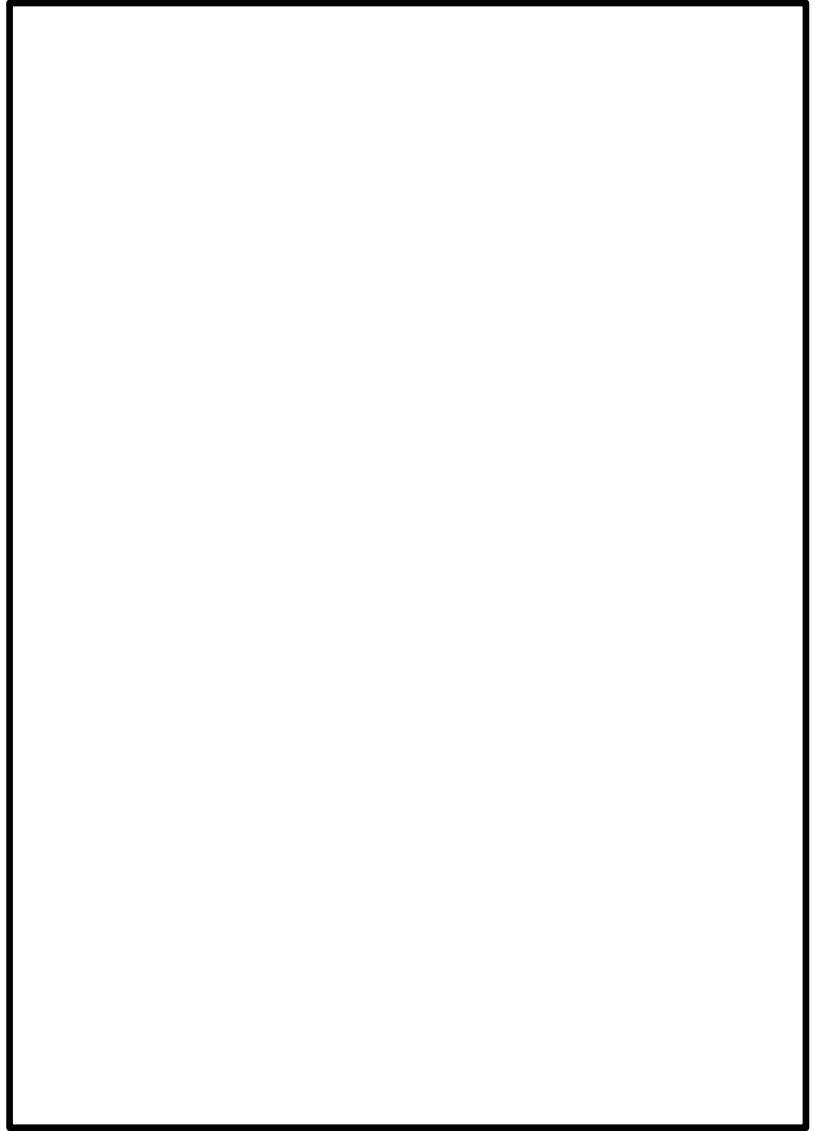
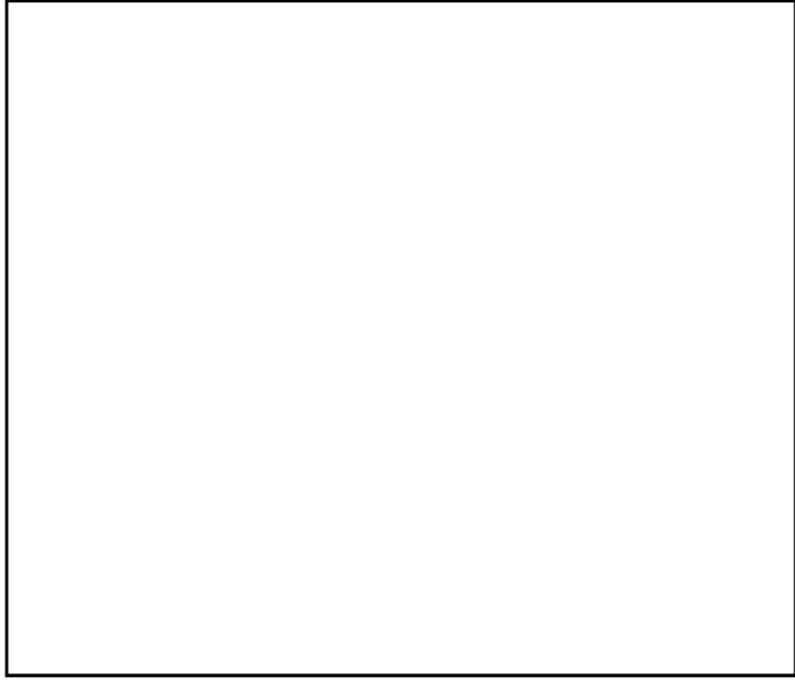
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第3図 機器配置図 (6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)</p>	<p>第1.0.15-7図 機器配置図 (1/4)</p>	<p>第6図 機器配置図 (原子炉建物地下2階) (1/2)</p>	
			
			
<p>第4図 機器配置図 (7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階)</p>	<p>第1.0.15-7図 機器配置図 (2/4)</p>	<p>第6図 機器配置図 (原子炉建物地下1階) (2/2)</p>	
			

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="172 210 884 735" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="172 745 884 829">第5 図 7号炉 残留熱除去系 (C) ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策</p> <p data-bbox="172 1554 914 1816">(2) 汚染水発生時の対応について 重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、<u>福島第一原子力発電所における経験や知見を活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカーの協力を得ながら対応する。</u> <u>(参考資料1参照)</u></p>	<div data-bbox="1023 220 1617 766" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="926 787 1706 829">第1.0.15-7 図 機器配置図 (3/4)</p> <div data-bbox="1023 882 1617 1449" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="926 1470 1706 1512">第1.0.15-7 図 機器配置図 (4/4)</p> <p data-bbox="926 1554 1724 1732">(2) 汚染水発生時の対応について 重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。</p>	<p data-bbox="1736 1554 2522 1774">(2) 汚染水発生時の対応について 重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、<u>国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。</u></p>	<p data-bbox="2534 1732 2837 1894">・設備設計の相違 【柏崎6/7】 東京電力固有設備の説明資料</p>

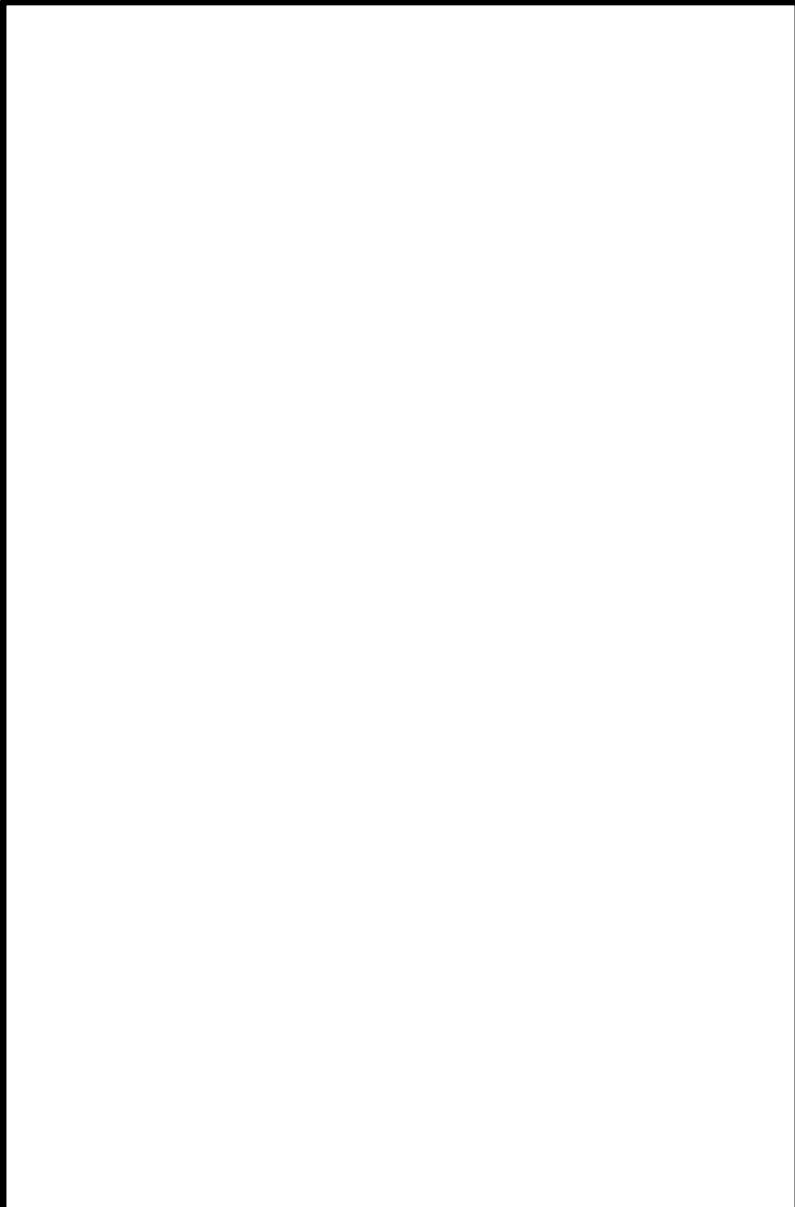
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 残留熱除去系の復旧方法について</p> <p>(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</p> <p>残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えられる。</p> <p>残留熱除去系の復旧に当たり、<u>原子炉補機冷却海水系、原子炉補機冷却系</u>については、予備品を保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。また、<u>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の予備品を重大事故により同時に影響を受けない場所に保管している。</u>(詳細は添付資料 1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)</p> <p>また、<u>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、改良型沸騰水型軽水炉の残留熱除去系は3系統あることから、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。</u></p> <p>なお、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) 残留熱除去系の復旧手順について</p> <p>炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備している。</p> <p>本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷<u>あるいは格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択する。</u></p> <p>具体的には、故障個所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧する。第6図に、手順書の記載例を示す。</p>	<p>4. 残留熱除去系の復旧方法について</p> <p>(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</p> <p>残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。</p> <p>残留熱除去系の復旧に当たり、<u>残留熱除去系海水系</u>については、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。また、<u>残留熱除去系海水系ポンプ電動機は、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。</u>(詳細は添付資料 1.0.3「東海第二発電所 予備品等の確保及び保管場所について」参照)</p> <p>一方、<u>残留熱除去系については、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から、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</u>考えられる。</p> <p>なお、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、残りの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) 残留熱除去系の復旧手順について</p> <p>炉心損傷又は原子炉格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、<u>災害対策要員が残留熱除去系を復旧するための手順を「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」にて整備している。</u></p> <p>本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択する<u>ものとして</u>いる。具体的には、故障個所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第1.0.15-8図に、手順書の記載例を示す。</p>	<p>4. 残留熱除去系の復旧方法について</p> <p>(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について</p> <p>残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。</p> <p>残留熱除去系の復旧に当たり、<u>屋外に設置され自然災害の影響を受ける可能性がある原子炉補機海水ポンプ</u>については、予備品を確保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ことから、<u>重大事故により同時に影響を受けない場所に電動機を予備品として確保している。</u>(詳細は添付資料 1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)</p> <p>また、<u>残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統(残留熱除去系3系統のうち1系統は注水機能のみ)あり、防波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、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。</u></p> <p>なお、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、<u>残りの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。</u></p> <p>(2) 残留熱除去系の復旧手順について</p> <p>炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、<u>運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を「原子力災害対策手順書(復旧班)」にて整備している。</u></p> <p>本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷<u>又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて、「恒久対策」、「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択する。</u></p> <p>具体的には、故障個所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第7図に、手順書の記載例を示す。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 機器配置箇所を踏まえた予備品確保の考え方の相違</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ③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>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(1/8)</p>	<p>第 1. 0. 15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(1/8)</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>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(2/8)</p>	<p>第 1. 0. 15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(2/8)</p>	

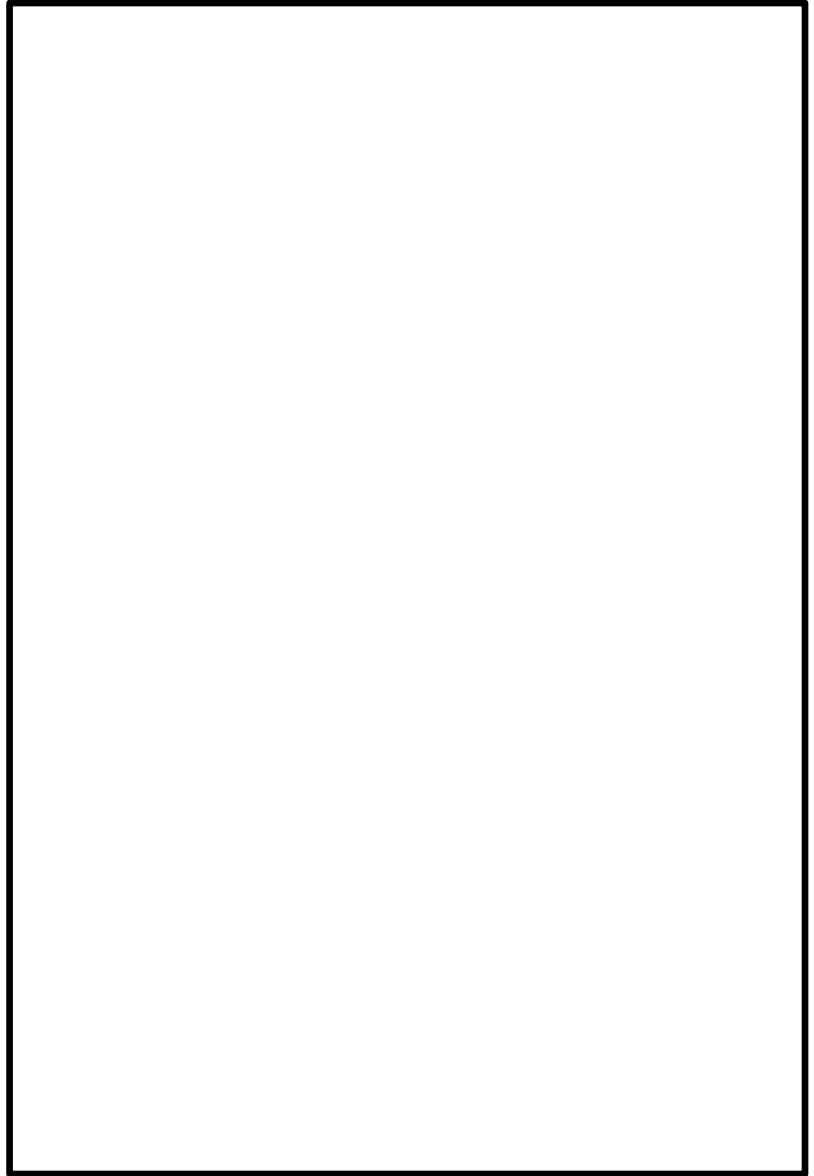
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(3/8)</p>	<p>第 1. 0. 15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(3/8)</p>	



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>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(4/8)</p>	<p>第 1. 0. 15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(4/8)</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
<div data-bbox="160 212 893 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="219 1417 822 1457" data-label="Caption"> <p>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(5/8)</p> </div>	<div data-bbox="952 212 1694 1402" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="940 1417 1682 1457" data-label="Caption"> <p>第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)</p> </div>	<div data-bbox="1742 239 2510 1220" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1822 1236 2415 1276" data-label="Caption"> <p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(5/8)</p> </div>	

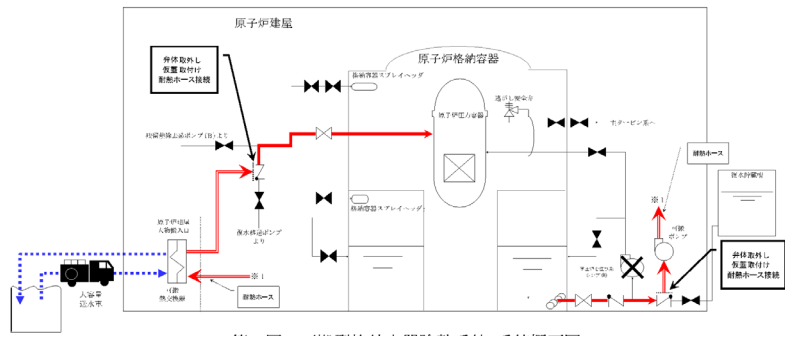
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p data-bbox="1834 1060 2410 1096">第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(6/8)</p>	
<p data-bbox="231 1375 825 1411">第6図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(6/8)</p>	<p data-bbox="955 1375 1685 1411">第1.0.15-8図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(6/7)</p>		

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>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(7/8)</p>	<p>第 1.0.15-8 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/7)</p>	<p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(7/8)</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
<div data-bbox="154 205 902 1457" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="231 1465 819 1499" data-label="Caption"> <p>第 6 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(8/8)</p> </div>		<div data-bbox="1748 226 2513 1262" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1843 1331 2407 1365" data-label="Caption"> <p>第 7 図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(8/8)</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>5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</p> <p>残留熱除去系の機能が長期間回復できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。</p> <p><u>また、これに加え、「5.2 可搬熱交換器によるサブプレッションプル浄化系を用いた格納容器除熱について」を格納容器除熱手段として構築する。</u></p> <p>なお、これらに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.3 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について」を構築する。</p>	<p>5. <u>残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の原子炉格納容器からの除熱手段について</u></p> <p><u>残留熱除去系及び代替循環冷却系は、それぞれ多重化することで、原子炉格納容器からの除熱機能の信頼性を高めているが、残留熱除去系熱交換器が2基とも機能喪失し、残留熱除去系及び代替循環冷却系が使用できない場合も想定し、格納容器ベント以外の長期的な原子炉格納容器からの除熱手段についても自主的に整備する。</u></p> <p><u>この場合の原子炉格納容器からの除熱手段としては、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に記載したとおり、原子炉冷却材浄化系及びドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの除熱手段がある。</u></p> <p><u>原子炉冷却材浄化系による原子炉格納容器からの除熱手段については、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持でき、原子炉補機冷却系による非再生熱交換器の冷却及び制御棒駆動水系による原子炉冷却材浄化系ポンプのメカシールパージ水供給が可能な場合に有効な手段である。</u></p> <p><u>ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱については、ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルへの原子炉補機冷却系の供給が可能で、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉への注水手段が確保されている場合に有効な手段である。</u></p> <p><u>ここでは、原子炉冷却材浄化系及びドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器からの代替除熱以外の手段として、可搬型設備を使用した原子炉格納容器からの除熱手段の整備について記載する。</u></p>	<p>5. <u>可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について</u></p> <p><u>残留熱除去系の機能が長期回復できない場合、可搬型ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。</u></p> <p><u>また、これに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」を構築する。</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>島根2号炉は、「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」で記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>①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>5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について</p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について</p> <p>重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第7図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心注水系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッション・チェンバ・プール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p>可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、高圧炉心注水系ポンプの吸込配管にある「高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注水ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>(1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱手段の概要</p> <p>重大事故等時において、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系又は代替循環冷却系を復旧し、長期的な原子炉格納容器からの除熱を行うが、復旧が困難な場合においても、可搬型原子炉格納容器除熱系統による原子炉格納容器からの除熱を行えるようにする。</p> <p>この対応には、可搬型設備の運搬・設置等の作業を伴うが、事前に可搬型設備を準備しておくことにより1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系統のうち、可搬ポンプの吸込側については、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースを接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出側については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬型熱交換器に接続する構成とする。</p> <p>可搬型熱交換器の出口側については、低圧代替注水系(可搬型)の逆止弁のボンネットを開放し、開放部にホース接続用のフランジを取り付け、このフランジに耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬型熱交換器の二次系については、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を通水する構成とする。</p> <p>系統構成の概略図を第1.0.15-9図に、機器配置図を第1.0.15-10図に示す。</p>	<p>5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について</p> <p>(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について</p> <p>重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サプレッション・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬型設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第8図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心スプレイ系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッション・チェンバのプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬型設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。</p> <p>可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、高圧炉心スプレイ・ポンプの吸込み配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。</p> <p>可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で可搬ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、可搬型格納容器除熱系統の全体構成を記載</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>系統構成の相違</p>



第 7 図 可搬型格納容器除熱系統 系統概要図

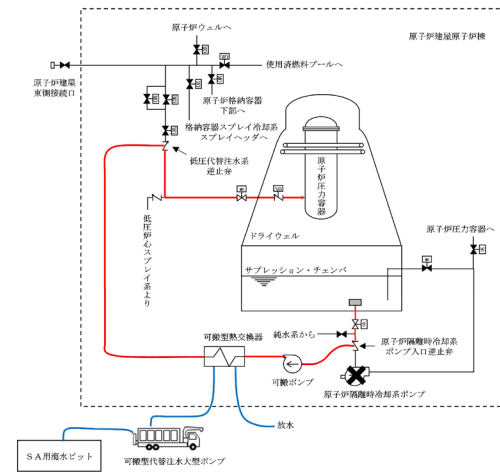
(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバ・プール内にあるが、高圧炉心注水系ポンプ(B)及び高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサブプレッション・チェンバ側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。

第 8 図に示される高圧炉心注水系ポンプ(B)室内における高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 26.1mSv/h となる。

第 9 図に示される B 系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容



第 1.0.15-9 図 可搬型原子炉格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

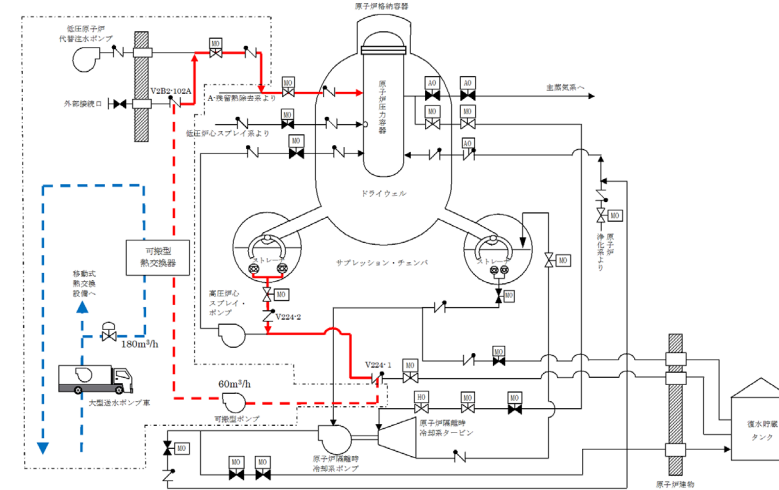
炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。原子炉隔離時冷却系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染される段階では、原子炉隔離時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽等を使用する系統であり、低圧代替注水系逆止弁が直接汚染水に接することはない。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室内(EL.-4.0m)における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 20mSv/h となる。

低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁 (EL.20m) 付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室



第 8 図 可搬型格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。高圧炉心スプレイ系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、高圧炉心スプレイ系については、運転している場合には、炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染される段階では、高圧炉心スプレイ系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁はFLSR注水隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

第 9 図に示される高圧炉心スプレイ・ポンプ室内におけるHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 12.8mSv/h となる。

第 10 図に示される原子炉建物 1 階における FLSR 可搬式設備 A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容

・設備設計の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

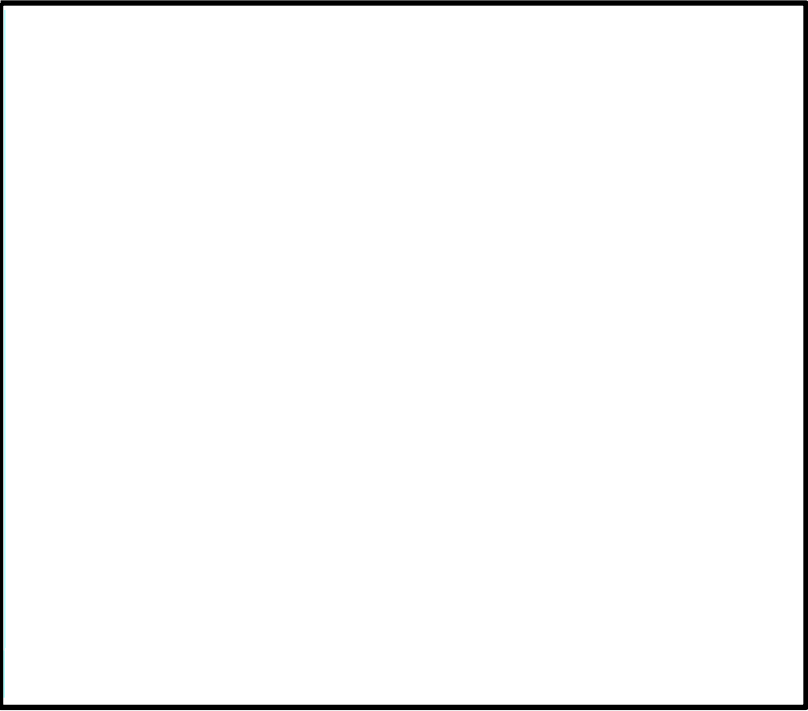
・設備設計の相違  
【東海第二】  
系統構成の相違

・設備の相違  
【柏崎 6/7】  
可搬型設備の接続箇所  
の相違

・被ばく評価結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】

・被ばく評価結果の相違  
【柏崎 6/7, 東海第二】



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>器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約12.8mSv/hとなる。</p> <p>原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約21.7mSv/hとなる。</p>  <p>第8図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)</p>	<p>内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約20mSv/hとなる。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置箇所 (EL. 8.2m) の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約13mSv/hとなる。</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約13時間程度 (6人1班で作業) と想定しており、必要に応じて遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p>  <p>第1.0.15-10図 機器配置図 (1/5)</p>	<p>器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約3.7mSv/hとなる。</p> <p>原子炉建物大物搬入口における可搬型熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約5.2mSv/hとなる。</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約10時間程度 (5人1班で作業) と想定しており、必要に応じて遮へい等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p>  <p>第9図 原子炉建物地下2階 機器配置図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>被ばく評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</li> <li>記載表現の相違【柏崎6/7】</li> <li>島根2号炉は、作業の成立性を記載</li> <li>体制及び運用の相違【東海第二】</li> <li>設備構成, 対応する要員及び所要時間の相違</li> </ul>

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="172 254 884 863" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="178 877 851 919" data-label="Caption"> <p>第9図 原子炉建屋地上1階 機器配置図 (7号炉の例)</p> </div>	<div data-bbox="1003 254 1635 905" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1080 921 1543 963" data-label="Caption"> <p>第1.0.15-10図 機器配置図 (2/5)</p> </div> <div data-bbox="1118 957 1537 1016" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="991 1066 1647 1801" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="917 1818 1380 1860" data-label="Caption"> <p>第1.0.15-10図 機器配置図 (3/5)</p> </div> <div data-bbox="1380 1812 1715 1856" data-label="Image"> </div>	<div data-bbox="1739 254 2499 831" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1875 831 2365 873" data-label="Caption"> <p>第10図 原子炉建物1階 機器配置図</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="988 216 1641 903" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="931 926 1377 957" data-label="Caption"> <p>第 1.0.15-10 図 機器配置図 (4/5)</p> </div> <div data-bbox="1377 915 1718 978" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="997 1031 1641 1701" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="931 1734 1377 1766" data-label="Caption"> <p>第 1.0.15-10 図 機器配置図 (5/5)</p> </div> <div data-bbox="1377 1724 1718 1787" data-label="Image"> </div>		

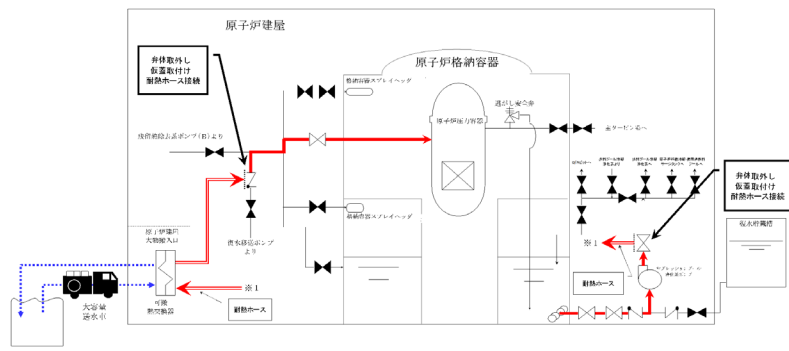
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応について            系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。            フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</p> <p><u>5.2 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱について</u>            (1) 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱の概要について            格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、<u>残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能を長期間回復できない場合、可搬型格納容器除熱系統に加え、サブプレッション・チェンバ・プール水を水源として運転可能なサブプレッションプール浄化系ポンプを使用する除熱系統を構築する。第10図にサブプレッションプール浄化系ポンプによる格納容器除熱系統の系統概要図を示す。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。</u>  <u>「サブプレッションプール浄化系ポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、サブプレッションプール浄化系ポンプによりサブプレッション・チェンバ・プール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。</u></p>	<p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応            系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>からの洗浄用水によりフラッシングを実施する。            フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、フランジの増し締め等の補修作業を実施する。</p>	<p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応            系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、<u>復水輸送ポンプ</u>からの<u>洗浄用水</u>によりフラッシングを実施する。            フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、<u>フランジ</u>の増し締め等の補修作業を実施する。</p>	<p>・設備設計の相違  <b>【柏崎6/7】</b>            ①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



第10図 サプレッションプール浄化系ポンプによる格納容器除熱系統 系統概要図

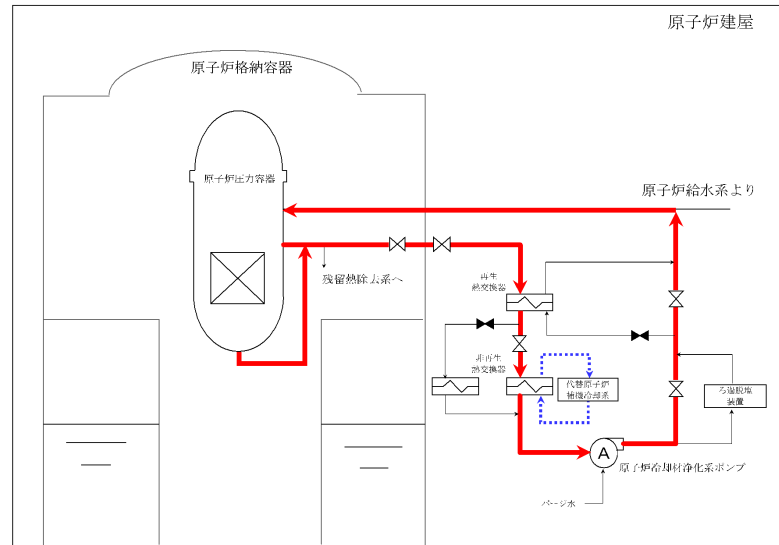


第11図 原子炉建屋地下3階 機器配置図 (7号炉の例)

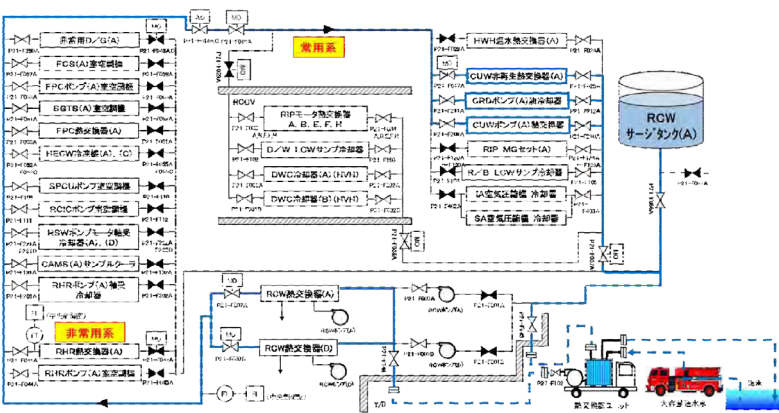
- ・設備設計の相違
- 【柏崎 6/7】
- ①の相違

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
<div data-bbox="160 218 893 722" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 247px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="181 747 854 779">第 12 図 原子炉建屋地上 1 階 機器配置図 (7 号炉の例)</p> <p data-bbox="181 840 596 871">(2) 作業に伴う被ばく線量について</p> <p data-bbox="181 884 908 1184">炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッション・チェンバ内にあるが、サブプレッションプール浄化系ポンプ及びサブプレッションプール浄化系ポンプ吐出弁はサブプレッション・チェンバ側隔離弁 2 個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系の水で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p data-bbox="181 1197 908 1409">第 11 図に示されるサブプレッションプール浄化系ポンプ室内におけるサブプレッションプール浄化系ポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約 22.8mSv/h となる。</p> <p data-bbox="181 1421 908 1591">第 12 図に示される B 系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約 12.8mSv/h となる。</p> <p data-bbox="181 1604 908 1724">原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約 21.7mSv/h となる。</p>			

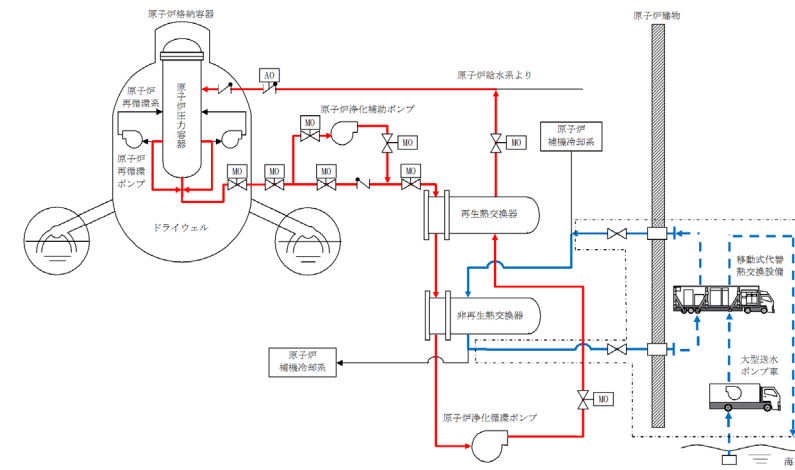
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>フランジ部からの漏えい発生時の対応について</u>  <u>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちにサブプレッションプール浄化系ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。</u>  <u>フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。</u></p> <p>5.3 <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱について</u>  (1) <u>代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の概要について</u>  原子炉冷却材浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル2)により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では代替原子炉補機冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉冷却材浄化系では使用する必要がなく、手動弁による系統構成のみで運転可能である。第13図及び第14図に代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。  原子炉冷却材浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉冷却材浄化系ポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上(事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。)に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。  さらに、<u>原子炉冷却材浄化系ポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、復水補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることにより原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱を実施することができる。</u></p>		<p>5.2 <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について</u>  (1) <u>原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について</u>  原子炉浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル3)により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉浄化系では使用する必要がなく、弁による系統構成のみで運転可能である。第11図及び第12図に原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。  原子炉浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉浄化ポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管であるPLR入口配管高さ以上(事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。)に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。</p>	<p>・記載表現の相違  【東海第二】  ②の相違</p> <p>・設備設計の相違  【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違  【柏崎6/7】  ④の相違</p>



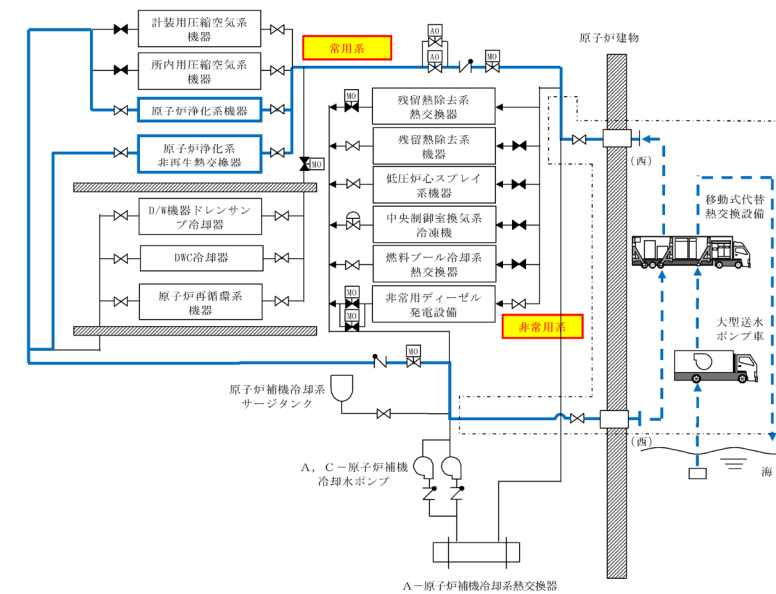
第 13 図 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱系統概要図



第 14 図 代替原子炉補機冷却系 (原子炉冷却材浄化系除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)



第 11 図 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱系統概要図



第 12 図 原子炉補機代替冷却系 (原子炉浄化系除熱ライン) 系統概要図

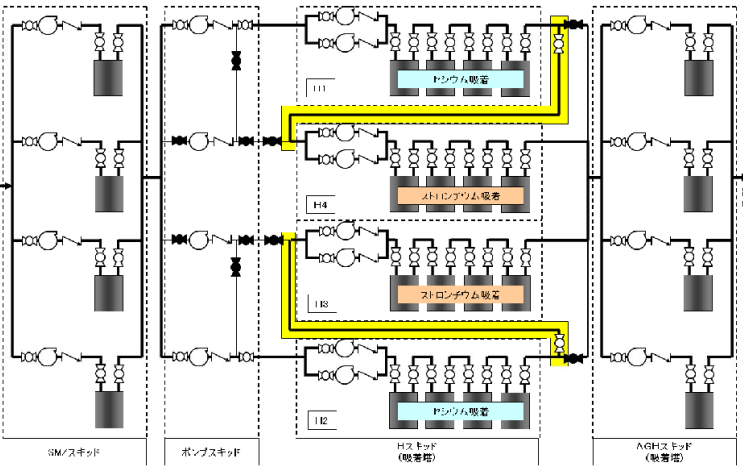

- ・設備設計の相違【柏崎 6/7】
- ・記載表現の相違【東海第二】
- ②の相違

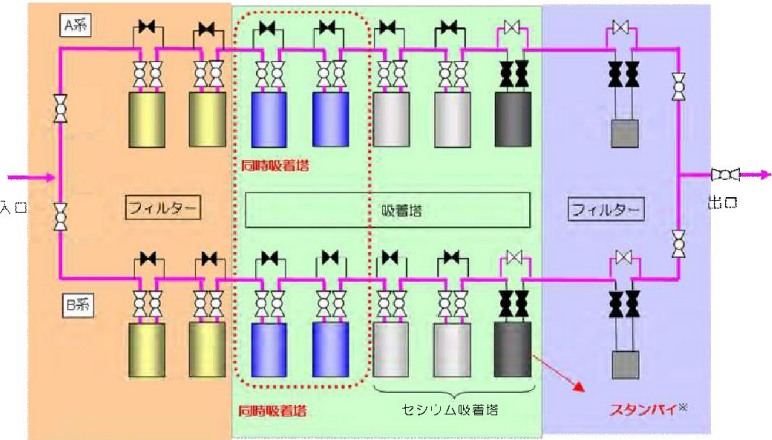

- ・設備設計の相違【柏崎 6/7】

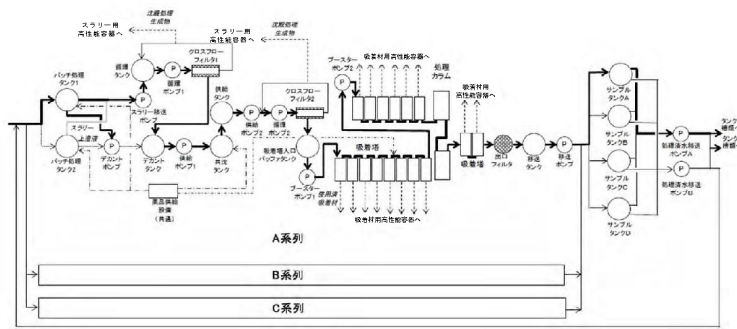


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>6. 外部からの支援について</p> <p>重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る覚書等を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。</p> <p>覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。</p> <p>外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>6. 外部からの支援について</p> <p>重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）、協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、東海第二発電所の技術支援に関する覚書を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。</p> <p>覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。</p> <p>外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「東海第二発電所 復旧作業時に必要な資機材及び外部からの支援について」にて示す。</p>	<p>6. 外部からの支援について</p> <p>重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。</p> <p>覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。</p> <p>外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。</p>	<p>・プラントメーカーの相違【柏崎 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 style="text-align: right;">参考資料 1</p> <p><u>参考資料 1：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について</u></p> <p>福島第一原子力発電所では、汚染水対策として様々な汚染水処理設備を設置、運用することによる多様な対策により、汚染水のリスク低減を図っている。</p> <p>福島第一原子力発電所で用いている汚染水処理設備及び水の流れについて、第 1 図に示す。</p>  <p style="text-align: center;">第 1 図 福島第一原子力発電所 汚染水処理設備及び水の流れについて</p> <p>1. <u>福島第一原子力発電所 汚染水処理設備について</u></p> <p>福島第一原子力発電所では、以下の汚染水処理設備が稼働している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>セシウム除去装置 (ストロンチウムも除去可能な設備)</u></li> <li><u>多核種除去設備 (62 核種を告示濃度限度未満※にすることが可能)</u></li> <li><u>ストロンチウム除去装置</u></li> </ul> <p>以下に、福島第一原子力発電所で運用している汚染水処理設備について概要を示す。</p> <p>※ 告示濃度限度未満とは「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」で定められた濃度未満であることを意味する。</p>			<p>・設備の相違</p> <p><b>【柏崎 6/7】</b></p> <p>東京電力固有設備の説明資料</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) セシウム吸着装置</p> <p><u>設備概要</u></p> <p><u>除去能力:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Cs 吸着運転時</li> </ul> <p>放射性セシウムを 1/1,000~1/100,000 程度に低減する。(設計目標値)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Cs/Sr 同時吸着運転時</li> </ul> <p>放射性セシウムを 1/1,000~1/100,000 程度に低減する。(設計目標値)</p> <p>放射性ストロンチウムを 1/10~1/1,000 程度に低減する。(設計目標値)</p> <p>処理能力: 1,200m<sup>3</sup>/日 (4 系列: Cs 吸着運転) 600m<sup>3</sup>/日 (2 系列: Cs/Sr 同時吸着運転)</p> <p><u>設備の状況</u></p>  <p style="text-align: center;">■ : Cs/Sr同時吸着用配管</p>  <p style="text-align: center;">吸着塔</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>(2) <u>第二セシウム吸着装置</u></p> <p><u>設備概要</u></p> <p>除去能力：放射性セシウムを 1/10,000～1/1,000,000 に低減する。(設計目標値)</p> <p>処理能力：1,200m<sup>3</sup>/日</p> <p><u>設備の状況</u></p>  <p>※ 水質の変動に備えてセシウム吸着塔 1 塔をスタンバイとする。</p>  <p>吸着塔</p> <p>(3) <u>多核種除去設備</u></p> <p><u>設備概要</u></p> <p>除去能力：62 核種を告示濃度限度未満にする。</p> <p>処理能力：250m<sup>3</sup>/日×3 系列</p> <p><u>設備の状況</u></p>			



高性能容器

建屋内全景

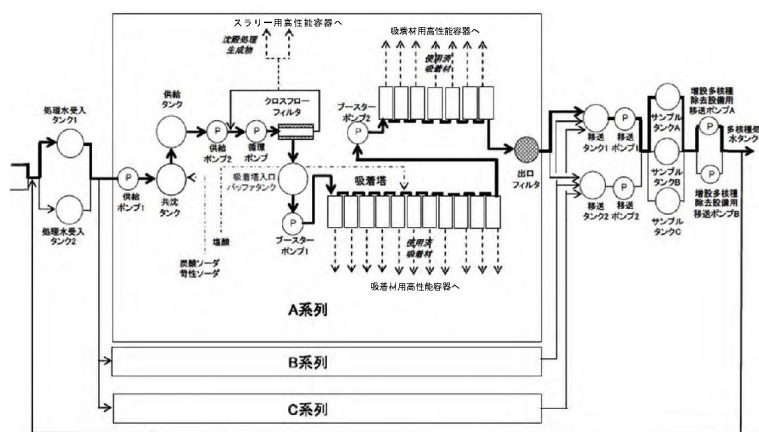
(4) 増設多核種除去設備

設備概要

除去能力：62 核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：250m<sup>3</sup>/日以上×3 系列

設備の状況



クロスフローフィルタ・  
高性能容器

吸着塔



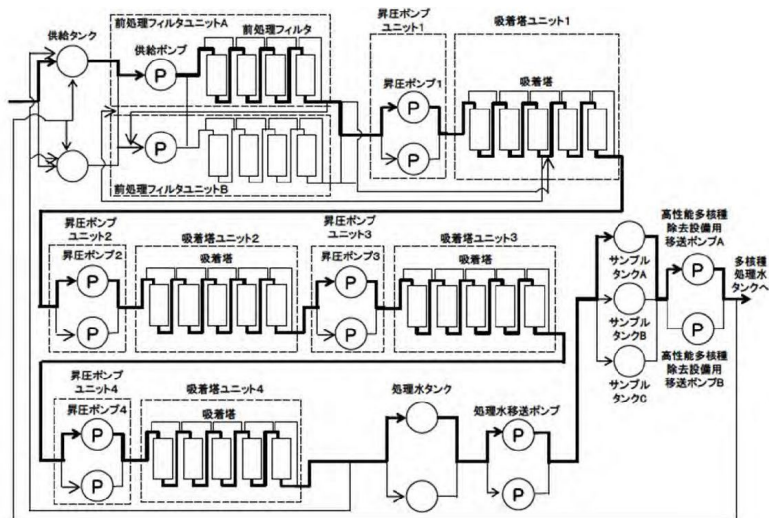
(5) 高性能多核種除去設備

設備概要

除去能力: 処理済水に含まれる放射性核種(トリチウム除く)  
を告示濃度限度未満にする。

処理能力: 500m<sup>3</sup>/日以上

設備の状況



吸着塔



処理水タンク・供給タンク

(6) モバイル型ストロンチウム除去装置, 第二モバイル型ストロンチウム除去装置

設備概要

除去能力: 放射性ストロンチウムを 1/10~1/1,000 へ低減。

(目標値)

処理能力: モバイル型ストロンチウム除去装置 300m<sup>3</sup>/日

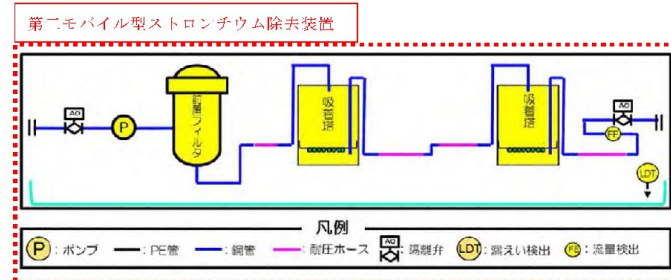
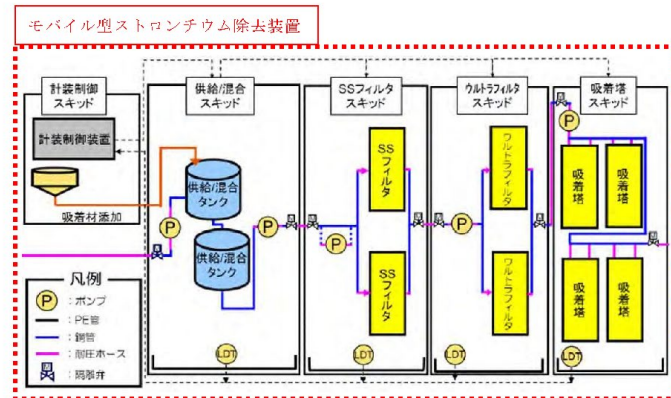
×2 系

第二モバイル型ストロンチウム除去装置 480m<sup>3</sup>

/日×4 台

可搬型の設備であり, 移動することが可能。

設備の状況



ウルトラフィルタ



吸着塔

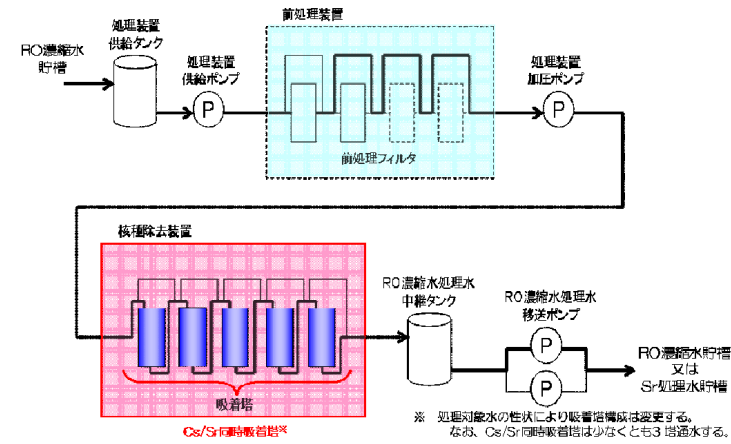
(7) RO 濃縮水処理設備 (本設備は、RO 濃縮水の処理完了に伴い廃止済)

設備概要

除去能力:放射性ストロンチウムを 1/100~1/1,000 へ低減。

処理能力:500~900m<sup>3</sup>/日

設備の状況



前処理装置



セシウム・ストロンチウム同時吸着塔



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
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。			
相違No.	相違理由		
①	島根1, 2号炉は、当該設備はなく燃料プールへ燃料を貯蔵		
②	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		
③	東海発電所における黒鉛炉固有の記載		
④	東海第二は、2.1(2) 作業環境による影響評価にて記載		
⑤	アクセスルートの相違による被害想定相違		
⑥	島根2号炉は、緊急時対策要員に消防チームを含む		
⑦	島根2号炉は、参集要員の参集目安を8時間以降としている		
⑧	電源供給設備の相違		
⑨	島根1号炉は、廃止措置段階のため原子炉ウェル及びD/Sピットは水抜きしている		

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1.0.16</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;">重大事故等時における 停止号炉の影響について</p> <p style="text-align: center;">&lt; 目次 &gt;</p> <p>1. <u>1～4号炉（荒浜側）及び5号炉（大湊側）周辺の屋外設備の損傷による影響</u>……………1.0.16-1</p> <p>(1) 地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響 ……………1.0.16-1</p> <p>(2) 危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響…………1.0.16-1</p> <p>(3) 屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響 ……1.0.16-2</p> <p>(4) 薬品タンクの損傷に伴う影響 ……………1.0.16-2</p> <p>2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性 ……1.0.16-2</p> <p>(1) 想定する重大事故等 ……………1.0.16-2</p> <p>(2) 必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理 ……………1.0.16-3</p> <p>(3) 評価結果……………1.0.16-3</p> <p>    a. 必要な要員の評価……………1.0.16-3</p> <p>    b. 必要な資源の評価 ……………1.0.16-3</p> <p>(4) <u>6号及び7号炉の重大事故時対応への影響について</u> ……………1.0.16-6</p> <p>3. <u>他号炉における高線量場発生による6号及び7号炉対応への影響</u> ……………1.0.16-6</p> <p>(1) 想定する高線量場発生 ……………1.0.16-6</p> <p>(2) <u>6号及び7号炉対応への影響</u> ……………1.0.16-6</p> <p>4. まとめ ……………1.0.16-8</p> <p>第1表 想定する各号炉の状態 ……………1.0.16-9</p> <p>第2表 <u>同時被災時の1～5号炉の対応操作, 6号及び7号炉の使用済燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.16</p> <p style="text-align: center;"><u>東海第二発電所</u></p> <p style="text-align: center;">重大事故等発生時における <u>東海発電所及び使用済燃料乾式貯蔵設備</u> の影響について</p> <p style="text-align: center;">&lt; 目次 &gt;</p> <p>1. <u>概要</u> …………… 1.0.16-1</p> <p>2. <u>東海発電所からの影響</u> …………… 1.0.16-1</p> <p>    2.1 <u>東海発電所との同時発生による東二重大事故等対応への影響</u> …………… 1.0.16-1</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.0.16</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;">重大事故等時における <u>停止号炉の影響について</u></p> <p style="text-align: center;">&lt; 目次 &gt;</p> <p>1. <u>1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響</u>……………1.0.16-1</p> <p>(1) <u>地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響</u> ……………1.0.16-1</p> <p>(2) <u>危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響</u>…………1.0.16-2</p> <p>(3) <u>屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響</u>……………1.0.16-2</p> <p>(4) <u>薬品タンクの損傷に伴う影響</u> ……………1.0.16-2</p> <p>2. <u>同時被災時に必要な要員及び資源の十分性</u>……………1.0.16-2</p> <p>(1) 想定する重大事故等 ……………1.0.16-2</p> <p>(2) 必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理……………1.0.16-3</p> <p>(3) 評価結果……………1.0.16-3</p> <p>    a. 必要な要員の評価 ……………1.0.16-3</p> <p>    b. 必要な資源の評価 ……………1.0.16-3</p> <p>(4) <u>2号炉の重大事故等時の対応への影響について</u>……………1.0.16-5</p> <p>3. <u>1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響</u> ……………1.0.16-5</p> <p>(1) 想定する高線量場発生……………1.0.16-5</p> <p>(2) <u>2号炉対応への影響</u> ……………1.0.16-6</p> <p>4. まとめ ……………1.0.16-7</p> <p>第1表 想定する各号炉の状態 ……………1.0.16-8</p> <p>第2表 <u>同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源</u> ……………1.0.16-9</p>	<p>・設備の相違 【東海第二】 島根1, 2号炉は, 当該設備はなく燃料プールへ燃料を貯蔵 (以下, ①の相違)</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</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>源……………1.0.16-10</p> <p>第3表 各号炉の必要な水量(平成26年10月時点での崩壊熱により計算)……………1.0.16-11</p> <p>第4表 1～5号炉の注水及び給電に用いる設備の台数1.0.16-12</p> <p>第1図 柏崎刈羽原子力発電所におけるアクセスルート……………1.0.16-13</p> <p>第2図 1～5号炉における各作業と所要時間……………1.0.16-14</p> <p>第3図 線量率の概略とアクセスルート……………1.0.16-15</p> <p>第4図 線量率の概略分布(5～7号炉周辺)……………1.0.16-16</p> <p>【参考】使用済燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について……………1.0.16-17</p>	<p>2.2 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等による影響評価 1.0.16-12</p> <p>2.3 その他……………1.0.16-14</p> <p>3. 使用済燃料乾式貯蔵設備からの影響 1.0.16-14</p> <p>4. 評価結果……………1.0.16-16</p> <p>第1.0.16-1表 東海発電所における想定事象と可能性のある影響……………1.0.16-17</p> <p>第1.0.16-2表 火災発生時の消火活動要員の動き……………1.0.16-18</p> <p>第1.0.16-3表 東海発電所の廃止措置作業における資機材及</p>	<p>第3表 1, 2号炉の必要な水量……………1.0.16-10</p> <p>第4表 1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数……………1.0.16-11</p> <p>第1図 島根原子力発電所におけるアクセスルート……………1.0.16-12</p> <p>第2図 1号炉における各作業と所要時間……………1.0.16-13</p> <p>第3図 線量率の概略とアクセスルート……………1.0.16-14</p> <p>【参考】燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について……………1.0.16-15</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、技術的能力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「補足(13) 2号炉と同じ敷地内で実施する工事における資機材及び廃材等によるアクセスルートへの影響」にて記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>①の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、「1.1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響」にて記載</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、「第2図 1号炉における作業と所要時間」にて記載</p> <p>・設備の相違</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><u>び廃材等に関する想定事象と可能性のある影響</u>.....1.0.16-19</p> <p>第1.0.16-4表 <u>自然現象等による貯蔵容器への影響</u>.....1.0.16-20</p> <p>第1.0.16-5表 <u>原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響</u>.....1.0.16-21</p> <p>第1.0.16-1図 <u>原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外の重大事故等対処設備, アクセスルート, 東海発電所及び貯蔵設備の位置関係</u>...1.0.16-22</p> <p>第1.0.16-2図 <u>東海発電所の構造及び黒鉛(減速材)の設置状況</u>.....1.0.16-23</p> <p>第1.0.16-3図 <u>東海発電所 原子炉の隔離状況</u> ...1.0.16-24</p> <p>第1.0.16-4図 <u>東海発電所 各建屋とバンカの位置関係</u> .....1.0.16-25</p> <p>第1.0.16-5図 <u>東海発電所 燃料取扱建屋の各バンカの位置関係</u>.....1.0.16-26</p> <p>第1.0.16-6図 <u>東海発電所 使用済燃料貯蔵池建屋の各バンカの位置関係</u>.....1.0.16-27</p> <p>第1.0.16-7図 <u>東海発電所 生体遮へい空気冷却系</u> .....1.0.16-28</p> <p>第1.0.16-8図 <u>敷地遡上津波のシミュレーション結果(最大浸水深分布)</u> .....1.0.16-29</p>		<p>【東海第二】 島根2号炉は、1号炉の廃止措置作業における資機材及び廃材等に係る作業を開始していないため</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計方針の相違</li> </ul> <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(以下、②の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】 東海発電所における黒鉛炉固有の記載(以下、③の相違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】 ①の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の相違</li> </ul> <p>【東海第二】 ③の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計方針の相違</li> </ul> <p>【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>添付1 <u>東海第二発電所の重大事故等対応に線量上影響する可能性のある東海発電所の発生事象に関する法令上の整理について</u>……………1.0.16-30</p> <p>添付2 <u>東海発電所の各建屋の損壊時における黒鉛等による線量影響について</u>……………1.0.16-33</p> <p>添付3 <u>東海発電所に貯蔵中の黒鉛の火災による東二重大事故等対応への影響について</u>……………1.0.16-40</p> <p>添付4 <u>東海発電所 生体遮へい冷却系統の高性能粒子フィルタの破損による線量影響について</u>……………1.0.16-53</p> <p>添付5 <u>東海発電所への引継ぎが必要な事項</u> ……1.0.16-58</p> <p>添付6 <u>津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋への影響について</u>……………1.0.16-59</p> <p>添付7 <u>貯蔵建屋内で発生する漂流物による貯蔵容器への影響について</u>……………1.0.16-62</p> <p>添付8 <u>貯蔵建屋内への津波浸入時の貯蔵容器浸水による密封機能への影響</u>……………1.0.16-65</p> <p>添付9 <u>貯蔵建屋部材が外部への損壊流出物となる可能性について</u>……………1.0.16-66</p>		<p>・廃止措置計画における評価内容の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・廃止措置計画における評価内容の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、技術的能力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「2.(6)島根原子力発電所1号炉の廃止措置の影響」にて記載</p> <p>・設計方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉、6号及び7号炉の使用済燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員、資源について整理する。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所1～5号炉は、<u>停止状態</u>にあり、<u>各号炉</u>で保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。</p> <p>そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、<u>6号及び7号炉への対応に必要な要員及び資源の十分性に影響を与えるおそれがある。また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、6号及び7号炉への対応が阻害されるおそれもある。</u></p> <p>また、<u>1～5号炉周辺施設が、地震等の自然現象等により設備が損傷し6号及び7号炉の重大事故等対策へ与える影響を考慮する必要</u>がある。</p> <p>以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時における、<u>1～5号炉周辺の屋外設備の損傷による影響、必要な要員及び資源の十分性を確認するとともに、他号炉における高線量場の発生を前提として6号及び7号炉重大事故等時対応の成立性を確認する。</u></p> <p>また、<u>6号及び7号炉の使用済燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の要員及び資源が十分であることを併せて確認する。</u></p>	<p>1. 概要</p> <p><u>東海第二発電所(以下「東二」という。)の原子炉及び使用済燃料プール(以下「原子炉等」という。)において重大事故等が発生した場合に、東二と一部敷地を共有し同じ防潮堤内の敷地に設置している東海発電所(廃止措置中、核燃料搬出済み)においても建屋損壊、機器損傷、火災等が発生すると想定し、これらの事象が発生した場合でも東二重大事故等対応が成立することを確認する。</u></p> <p>また、<u>東二敷地内に設置している使用済燃料乾式貯蔵設備*(以下「貯蔵設備」という。)についても、東二の原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等による使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下「貯蔵建屋」という。)への影響及び貯蔵設備が東二の原子炉等の重大事故等対応に与える影響を検討する。</u></p>	<p>島根原子力発電所2号炉(以下「2号炉」という。)運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉及び2号炉の燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員、資源について整理する。</p> <p>なお、<u>島根原子力発電所1号炉(以下「1号炉」という。)は、廃止措置中であり、保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。</u></p> <p>また、<u>島根原子力発電所3号炉(以下「3号炉」という。)は、初装荷燃料装荷前のため、燃料からの崩壊熱除去が不要であり、アクセスルート等への影響評価のみを実施する。</u></p> <p>そのため、<u>他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、2号炉への対応に必要な要員及び資源の十分性に影響を与えるおそれがある。また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、2号炉への対応が阻害されるおそれもある。</u></p> <p>また、<u>1号炉及び3号炉周辺施設が、地震等の自然現象等により設備が損傷し2号炉の重大事故等対策へ与える影響を考慮する必要</u>がある。</p> <p>以上を踏まえ、<u>他号炉を含めた同時被災時における、1号炉及び3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響、必要な要員及び資源の十分性を確認するとともに、他号炉における高線量場の発生を前提として2号炉重大事故等対応の成立性を確認する。</u></p> <p>また、<u>2号炉の燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の要員及び資源が十分であることを併せて確認する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根1号炉は、平成29年4月19日に廃止措置計画認可</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根3号炉は、初装荷燃料装荷前</p> <p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】 ①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>1～4号炉（荒浜側）及び5号炉（大湊側）周辺の屋外設備の損傷による影響</u></p> <p>第1図に示すとおり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から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセス性を確保する必要がある。</p> <p>また、5号炉周辺についても、第1図に示すとおり6号及び7号炉の重大事故等対策を行うためのアクセスルートを5～7号炉周辺に設定している。</p> <p>当該アクセスルートへの影響については、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」において以下を考慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響</li> <li>・危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響</li> <li>・屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響</li> <li>・薬品タンクの損傷による影響</li> </ul>	<p><u>*貯蔵設備は、貯蔵建屋、貯蔵建屋に付随する設備（天井クレーン等）、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。）、貯蔵容器支持構造物及び監視装置で構成される。</u></p> <p>2. <u>東海発電所からの影響</u></p> <p>2. 1 <u>東海発電所との同時発生による東二重大事故等対応への影響</u></p> <p>(1) <u>想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性</u></p> <p><u>東海発電所は全ての核燃料を搬出済みであり、重大事故等が発生する可能性はないが、東二で重大事故等が発生した場合に、東二の重大事故等対応に影響を与える可能性のある東海発電所で同時に発生する事象としては、基準地震動Ssまたは基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）による建屋倒壊、建屋内機器の損壊、屋外施設の損壊、建屋内機器及び屋外施設の火災等が考えられる。</u></p> <p><u>東海発電所において発生が想定される事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-1表に示す。</u></p> <p>(2) <u>作業環境による影響評価</u></p> <p><u>東海発電所の原子炉建屋、タービン建屋及びその他各建屋が設置されている敷地は東二敷地に隣接しており、また、東二重大事故等対応を行うためのアクセスルートの一部は、東海発電所の敷地周辺に設定されている。これらの位置関係を第1.0.16-1図に示す。</u></p> <p><u>東海発電所については、全ての核燃料を搬出済みで廃止措置工事中であるが、2018年3月現在、原子炉建造物の解体は未着手であり、原子炉圧力容器内には黒鉛ブロック（総数：30,000本、総重量：約1,600t）が貯蔵されている。ま</u></p>	<p>1. <u>1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響</u></p> <p>第1図に示すとおり管理事務所又は宿泊場所から緊急時対策所へのアクセス性を確保する必要がある。</p> <p>また、1, 3号炉周辺についても、第1図に示すとおり2号炉の重大事故等対策を行うためのアクセスルートを設定している。</p> <p>当該アクセスルートへの影響については、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」において以下を考慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響</li> <li>・危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響</li> <li>・屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響</li> <li>・薬品タンクの損傷による影響</li> </ul>	<p>・設計方針の相違 【東海第二】 ②の相違</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】 島根2号炉は、1.(1)～(4)にアクセスルートへの影響評価を記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①, ③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) 地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響</p> <p><u>1～4号炉周辺施設とアクセスルートは、</u> 離隔を有しており直接的な影響はない。</p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所が設置されている5号炉原子炉建屋は、</u> 地震等の自然現象での設備の損傷に</p>	<p><u>た、一部の黒鉛スリーブは燃料取扱建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C1バンカ）内、総重量：約530t）及び使用済燃料取扱建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C2バンカ）内、総重量：約280t）に保管されている。</u></p> <p><u>原子炉と4基の蒸気発生器を接続するガスダクト（一次系配管）は、高温側及び低温側の両ガスダクトともに蒸気発生器の手前（8か所）にて閉止されており、原子炉内は隔離された状態にある。東海発電所の概要と黒鉛の設置状況を含む原子炉内の状況を第1.0.16-2図に、東海発電所の原子炉の隔離状態を第1.0.16-3図に示す。また、東海発電所の黒鉛を保管する各バンカの位置関係を第1.0.16-4図に、各バンカの壁厚及び地上高さ（T.P.+8m）との関係を第1.0.16-5図に示す。</u></p> <p><u>第1.0.16-1表のとおり、東海発電所の建屋倒壊による、東二の原子炉建屋構造への影響及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートへの影響について以下に確認した。</u></p> <p><u>a. 基準地震動及び敷地遡上津波による影響に関する評価</u></p> <p><u>東海発電所の原子炉建屋、タービン建屋及びその他各建屋は、東二原子炉建屋及びその他重大事故等に係る設備から約100m以上離れている。このため、仮に建屋が損壊しても東二原子炉建屋の構造に影響しない。</u></p> <p><u>東海発電所の原子炉建屋、タービン建屋、その他の各建屋及び固化処理建屋並びに幾つかの屋外施設（変圧器等）は、東二重大事故等対処設備へのアクセスルート（最も近い場所）に近い場所に位置している。仮に、これらの建屋及び機器が損壊した場合には発生したガレキや機器等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため、保有している重機（ホイールローダ等）を用いてガレキを撤去するなどの対応により、アクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>なお、東海発電所の原子炉建屋頂部に設置している排気筒は、仮に倒壊しても、東二の原子炉建屋の構造及びアクセスルートへの影響がないように短尺化する。</u></p>	<p>(1) 地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響</p> <p><u>1、3号炉周辺施設とアクセスルートは、</u> 離隔を有しており直接的な影響はない。</p> <p><u>緊急時対策所は、地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響はなく、2号炉の重大事故等対策に係</u></p>	<p>・記載表現の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>東海第二は、2.1(2)作業環境による影響評価にて記載（以下、④の相</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>よる直接的な影響はなく、<u>6号及び7号炉の重大事故等対策に影響はない。</u></p> <p><u>5号炉周辺において、雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）及び補助ボイラー建屋が地震によりアクセスルートへの影響が想定しているが、7号炉側からの迂回が可能であり、6号及び7号炉の重大事故等対策に影響はない。</u></p> <p>(2) <u>危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響</u></p> <p><u>6号及び7号炉施設に対しては、外部火災影響評価において、火災源として発電所敷地内の全ての屋外地上部に設置された危険物貯蔵施設（消防法で定められた指定数量以上を貯蔵していると想定した場合）を考慮し影響がない設計とする。</u></p> <p><u>1～4号炉周辺では、アクセスルートと離隔距離を有しており直接的な影響はない。</u></p> <p>また、<u>5号炉周辺において、変圧器及び建物内からの火災の影響が想定されるが、7号炉側からの迂回が可能若しくは自衛消防隊による消火活動が可能であり、6号及び7号炉の重大事故等対策に影響はない。</u></p> <p>(3) <u>屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響</u></p> <p><u>1～4号炉周辺、5～7号炉周辺いずれも、タンクからの溢水影響を評価しており、周辺の空地が平坦かつ広大であることから周辺の道路上及び排水設備を自然流下し拡散することからアクセスルートへの影響はない。</u></p>		<p><u>る影響はない。</u></p> <p>(2) <u>危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響</u></p> <p><u>2号炉施設に対しては、外部火災影響評価において、火災源として発電所敷地内の全ての屋外地上部に設置された危険物貯蔵施設（消防法で定められた指定数量以上を貯蔵）を考慮し影響がない設計とする。</u></p> <p><u>1号炉周辺では、変圧器及び建物内からの火災の影響が想定されるが、アクセスルートと離隔距離を有しており2号炉の重大事故等対策に影響はない。</u></p> <p><u>また、3号炉周辺では、変圧器火災の影響が想定されるが、アクセスルートと離隔距離を有しており直接的な影響はない。</u></p> <p><u>なお、迂回が可能若しくは自衛消防隊による消火活動が可能であり、2号炉の重大事故等対策に影響はない。</u></p> <p>(3) <u>屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響</u></p> <p><u>1～3号炉周辺におけるタンクからの溢水影響を評価しており、屋外タンクからの溢水を考慮した場合においても、EL8.5mエリアについては周辺の空地が平坦かつ広大であり、EL15mエリア以上では周辺の道路上及び排水設備を自然流下し拡散することからアクセスルートへの影響はない。</u></p>	<p>違)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>アクセスルートの相違による被害想定相違(以下、⑤の相違)</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>④の相違</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑤の相違</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>⑤の相違</li> <li>・記載表現の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>④の相違</li> <li>・構内配置の相違</li> <li>【柏崎 6/7】</li> <li>構内配置におけるタンクの配置の相違</li> </ul>

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) 薬品タンクの損傷に伴う影響</p> <p><u>1～4号炉周辺、5～7号炉周辺のアクセスルート近傍において、屋外に設置されている運用中の薬品タンクは液化窒素貯槽のみであり、漏えいした場合であっても外気中に拡散することから、漏えいによる影響は限定的である。</u></p> <p>2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性</p> <p>(1) 想定する重大事故等</p> <p>福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、<u>柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉</u>について、全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。</p> <p>なお、<u>1～5号炉の使用済燃料プール</u>において、全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため、必要な要員及び資源を検討する本事象では、使用済燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。</p> <p>また、不測の事態を想定し、<u>1～5号炉のうち、いずれか1つの号炉</u>において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては<u>1～5号炉</u>における消火活動による水の消費を考慮する。</p> <p><u>6号及び7号炉</u>について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料、及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。</p> <p>第1表に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源、6号及び7号炉の対応への影響を確認する。</p> <p>(2) 必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理</p> <p>「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員及び7日間の対応に必要な資源について、第2表及び第2図のとおり整理する。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p><u>1～5号炉</u>にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以</p>		<p>(4) <u>薬品タンクの損傷に伴う影響</u></p> <p><u>1～3号炉周辺のアクセスルート近傍において、屋外に設置されている薬品タンクの漏えい影響を評価しており、タンク周辺の堰等によりアクセスルート側に漏えいすることはないが、万一漏えいした場合でも影響のないアクセスルートに迂回する又は防護具の着用により安全を確保できることから、影響はない。</u></p> <p>2. <u>同時被災時に必要な要員及び資源の十分性</u></p> <p>(1) <u>想定する重大事故等</u></p> <p><u>東京電力福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、1、2号炉</u>について、全交流動力電源喪失及び燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。</p> <p>なお、<u>1号炉の燃料プール</u>において、全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため、必要な要員及び資源を検討する本事象では、<u>燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。</u></p> <p>また、不測の事態を想定し、<u>1号炉</u>において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては<u>1号炉</u>における消火活動による水の消費を考慮する。</p> <p><u>2号炉</u>について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。</p> <p>第1表に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源、2号炉の対応への影響を確認する。</p> <p>(2) <u>必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理</u></p> <p>「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員及び7日間の対応に必要な資源について、第2表及び第2図のとおり整理する。</p> <p>(3) <u>評価結果</u></p> <p><u>1号炉</u>にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>④の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>⑤の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、1、2号炉の要員・資源の十分性について記載</p> <p>・設備の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>プラント基数の相違</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>下に示す。</p> <p>a. 必要な要員の評価</p> <p>重大事故発生時に必要な1～5号炉の対応操作、6号及び7号炉の使用済燃料プールの対応操作については、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員、10時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能である。</p> <p>b. 必要な資源の評価</p> <p>(a) 水源</p> <p>6号及び7号炉において、水源の使用量が最も多い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合」を想定すると、原子炉への注水及び格納容器内にスプレイの実施のため、7日間で号炉あたり約7,400m<sup>3</sup>の水が必要となる（6号及び7号炉で約14,800m<sup>3</sup>）。また、第3表に示すとおり、6号及び7号炉における使用済燃料プールへの注水量（通常水位までの回復、水位維持）は、7日間の対応を考慮すると、約2,529m<sup>3</sup>の水が必要となる（6号及び7号炉で合計約17,329m<sup>3</sup>）。</p> <p>6号及び7号炉における水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有しているため、原子炉及び使用済燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である（6号及び7号炉で合計約21,400m<sup>3</sup>）。</p> <p>1～5号炉において、スロッシングによる水位低下の発生後に、遮蔽に必要な高さまで水位を回復させ、蒸発による水位低下を防止するための必要な水量は7日間の対応を考慮すると、約5,896m<sup>3</sup>となる。</p>		<p>に示す。</p> <p>a. 必要な要員の評価</p> <p>重大事故等発生時に必要な1号炉の対応操作及び2号炉の燃料プールの対応操作については、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能である。</p> <p>b. 必要な資源の評価</p> <p>(a) 水源</p> <p>2号炉においては、水源の使用量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」及び「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を想定すると、原子炉注水及び格納容器スプレイの実施のため、7日間で約3,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。また、第3表に示すとおり、2号炉における燃料プールへの注水量（通常水位までの回復、水位維持）は、7日間の対応を考慮すると、約574m<sup>3</sup>の水が必要となる（合計約4,174m<sup>3</sup>）。</p> <p>2号炉における水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有しているため、原子炉及び燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である（合計約7,740m<sup>3</sup>）。</p> <p>1号炉において、スロッシングによる水位低下を想定しても、遮へいに必要な水位を維持しており、燃料プール水温が100℃に到達するのは約11日後であり、7日間の対応として燃料プールへの注水は必要ない。なお、スロッシングによる水位低下を回復させるために必要な水</p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、緊急時対策要員に消防チームを含む（以下、⑥の相違）</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、参集要員の参集目安を8時間以降としている（以下、⑦の相違）</p> <p>・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 スロッシング後の蒸発による水位低下開始は7日以降</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>1～5号炉における水源として、第3表に示す各号炉の必要な水量を各号炉の復水貯蔵槽、ろ過水タンク、純水タンク及びサブプレッション・チェンバのプールにて確保する運用であることから、6号及び7号炉における水源を用いなくても1～5号炉の7日間の対応が可能である※<sup>1</sup>。</p> <p>内部火災に対する消火活動に必要な水源は約180m<sup>3</sup>であり、各防火水槽及びろ過水タンクに必要な水量が確保されるため、6号及び7号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。</p> <p>なお、1～5号炉においても、使用済燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合に備え、6号及び7号炉と同様のサイフォンブレイク孔を設け、サイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計としている。</p> <p>また、スロッシングによる水位低下により、線量率が上昇し原子炉建屋最上階での使用済燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、消火系、常設代替交流電源設備又は電源車により給電した残留熱除去系、復水補給水系、燃料プール補給水系等、当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。さらに、あらかじめ注水用ホースを設置することで、原子炉建屋最上階下での注水操作が可能な設計としている。</p> <p>1～5号炉の注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は第4表に示すとおりである。常用代替交流電源設備は発電所全体として4台保有しており、6号及び7号炉での重大事故等の対応に必要な台数は2台であるため、予備機を1～5号炉での対応で使用することも可能である。また、電源車を用いることで復水補給水系、燃料プール補給水系等への給電も実施可能である。</p> <p>※1：使用済燃料プール（原子炉ウェル及びD/Sピットを含む）の通常水位までの回復を想定した場合、1～5号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水源と合わせ、合計約10,792m<sup>3</sup>の水が必要となる（1～7号炉で合計約13,321m<sup>3</sup>）。</p>		<p>量を考慮すると、約180m<sup>3</sup>となる。</p> <p>1号炉における水源として、第3表に示す必要な水量を純水タンク、ろ過水タンク等にて確保する運用であることから、2号炉における水源を用いなくても1号炉の7日間の対応が可能である※<sup>1</sup>。</p> <p>内部火災に対する消火活動に必要な水源は約32m<sup>3</sup>であり、ろ過水タンクに必要な水量が確保されるため、2号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。</p> <p>なお、1号炉においても、燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合に備え、2号炉と同様のサイフォンブレイク配管を設け、サイフォン現象による燃料プール水の流出を停止することが可能な設計としている。</p> <p>また、スロッシングによる水位低下に伴う原子炉建物5階（燃料取替階）の線量率の上昇はないが、線量率上昇により、原子炉建物5階（燃料取替階）での燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、高圧発電機車により給電した消火系、復水輸送系、補給水系による当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。</p> <p>1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は第4表に示すとおりである。高圧発電機車は1号炉用として、1台確保している。</p> <p>また、高圧発電機車を用いることで復水輸送系、補給水系、消火系等への給電も実施可能である。</p> <p>※1 燃料プールの通常水位までの回復を想定した場合、1号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水源と合わせ、合計約212m<sup>3</sup>の水が必要となる。（1、2号炉で合計約786m<sup>3</sup>）</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価結果の相違 【柏崎6/7】</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 サイフォンブレイクにおける構造の相違</li> <li>・評価結果の相違 【柏崎6/7】 島根1号炉のスロッシング後の蒸発による水位低下開始は7日以降</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 注水手段の相違</li> <li>・設備の相違 【柏崎6/7】 電源供給設備の相違（以下、⑧の相違）</li> <li>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根1号炉は、廃止措置段階のため原子炉ウェル及びD/Sピットは水抜きしている（以下、⑨の相違）</li> </ul>



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>したがって、<u>使用済燃料プール</u>の通常水位までの回復及び運転中の原子炉での事故対応を想定すると、<u>1～7号炉にて合計約28,121m<sup>3</sup></u>の水が必要である。</p> <p>しかし、<u>6号及び7号炉の復水貯蔵槽及び淡水貯水池</u>における保有水は約<u>21,400m<sup>3</sup></u>であり、<u>1～5号炉の復水貯蔵槽、ろ過水タンク、純水タンク、サプレッション・チェンバのプール</u>等の確保される保有水量は約<u>5,800m<sup>3</sup></u>以上である(合計約<u>27,200m<sup>3</sup></u>)。</p> <p>これらの合計量は、<u>6号及び7号炉の重大事故等対応及び内部火災(7日間で5箇所)</u>への対応を実施した上で、<u>1～5号炉の使用済燃料プール(原子炉ウェル及びD/Sピットを含む)</u>の水位を通常水位から約<u>0.5m下の水位</u>まで回復させ、その後、7日間の水位維持を可能となる水量である。7日以降については十分時間余裕があるため、外部からの水源供給や支援等にも期待できることから、<u>1～5号炉の使用済燃料プールの水位を通常水位まで回復させることが可能である。</u></p> <p>(b) 燃料(軽油)</p> <p><u>6号及び7号炉において、軽油の使用量が最も多い「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を想定すると、非常用ディーゼル発電機(3台/号炉あたり)の7日間の運転継続に号炉あたり約753kL<sup>*2</sup>、復水貯蔵槽補給用可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(4台/号炉あたり)の7日間の運転継続に号炉あたり約15kL、代替原子炉補機冷却系専用の電源車(2台/号炉あたり)の7日間の運転継続に号炉あたり約37kL<sup>*2</sup>、代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)の7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。また、6号及び7号炉の使用済燃料プールへの注水には、<u>使用済燃料プール代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6号及び7号炉で8台)の7日間の運転継続に約30kLが必要となる</u></u></p> <p><u>※3。</u></p>		<p>したがって、<u>燃料プール</u>の通常水位までの回復及び運転中の原子炉での事故対応を想定すると、<u>1、2号炉にて合計4,386m<sup>3</sup></u>の水が必要である。</p> <p><u>2号炉の低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽(西1)、輪谷貯水槽(西2)における保有水は約7,740m<sup>3</sup></u>であり、<u>ろ過水タンク、純水タンク等の確保される保有水量は約2,800m<sup>3</sup></u>以上である(合計約<u>10,540m<sup>3</sup></u>以上)。</p> <p>これらの合計量は、<u>2号炉の重大事故等対応及び1号炉の内部火災への対応を実施した上で、1号炉の燃料プールの水位を通常水位まで回復させ、その後7日間の水位維持を可能となる水量である。7日以降については十分時間余裕があるため、外部からの水源供給や支援等にも期待できることから、1号炉の燃料プールの水位維持は可能である。</u></p> <p>(b) 燃料(軽油)</p> <p><u>2号炉において、軽油の使用量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」、「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「2.6 LOC A時注水機能喪失」を想定すると、非常用ディーゼル発電機(2台)の7日間の運転継続に約544m<sup>3*2</sup>、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の運転継続に約156m<sup>3*2</sup>、ガスタービン発電機の7日間の運転継続に約352m<sup>3*2</sup>、低圧原子炉代替注水槽への補給及び燃料プールスプレイ系に使用する大量送水車の約7日間の運転継続に約11m<sup>3*2</sup>が必要となる。(合計約1,063m<sup>3</sup>)</u></p> <p><u>ディーゼル燃料貯蔵タンク及びガスタービン発電機用軽油タンクにて合計約1,180m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、2号炉の原子炉及び燃料プールの事故対応について、7日間の対応は可能である。</u></p>	<p>・水量評価結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】</p> <p>1号炉の使用済燃料プールの蒸発開始が7日以降であるため、スロッシング後に通常水位まで補給を実施</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】</p> <p>⑨の相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>解析結果による評価対象シナリオの相違</p> <p>・設備及び運用の相違 【柏崎6/7】</p> <p>電源供給、注水のために整備している設備の相違</p> <p>・燃料評価結果の相違 【柏崎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><u>加えて、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機の7日間運転継続は約13kL<sup>*2</sup>の軽油が必要となる(6号及び7号炉での事故対応、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機にて使用する軽油:合計約1,674kL)。</u></p> <p><u>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計 約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、6号及び7号炉の原子炉及び使用済燃料プールの事故対応、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機への電源供給について、7日間の対応は可能である。</u></p> <p><u>1～5号炉の使用済燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、保守的に最大負荷で非常用ディーゼル発電機(2台/号炉あたり)が起動した場合を想定しており(「(1)想定する重大事故等」では常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の軽油を上回る保守的な想定)、7日間で号炉あたりの必要な軽油は約632kLとなる(1～5号炉で合計約3,160kL)。</u></p> <p><u>なお、1～5号炉における使用済燃料プールへの注水と、内部火災が発生した号炉における消火活動に対して、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(注水と消火でそれぞれ1台)の7日間の運転継続を仮定すると約22kLが必要となる。</u></p> <p><u>1～5号炉の各軽油タンクにて約632kL(1～5号炉合計約3,160kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、1～5号炉の使用済燃料プールの注水及び火災が発生した号炉での消火活動について、6号及び7号炉における軽油を用いなくても7日間の対応は可能である。</u></p>		<p><u>1号炉の燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、保守的に最大負荷で高圧発電機車を起動した場合を想定しており、事象発生から7日間使用した場合に必要な燃料消費量は、約19m<sup>3</sup>である。</u></p> <p><u>1号炉の燃料プールの注水設備に使用する軽油の使用量として、大量送水車を想定しており、7日間で必要な燃料消費量は、11m<sup>3</sup>となる。</u></p> <p><u>なお、1号炉における内部火災が発生した場合の消火活動に対しても、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の7日間の運転継続を仮定すると約10m<sup>3</sup><sup>*2</sup>が必要となる。(合計約40m<sup>3</sup>)</u></p> <p><u>1号炉のディーゼル発電機燃料地下タンクにて約78m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、1号炉の燃料プールの事故対応及び内部火災の消火活動について、7日間の対応は可能である。</u></p>	<p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である</p> <p>・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7】 火災消火に使用する設備の相違</p> <p>・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、大量送水車 1台にて複数の注水手段を兼用</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>※2 : 保守的に事象発生直後から運転を想定し、燃費は最大負荷時を想定。</p> <p>※3 : <u>使用済燃料プールへの必要な補給量は小さく時間余裕も長いことから、復水貯蔵槽の補給に使用している可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて注水を実施することも可能であるが、軽油の消費量の計算においては保守的に復水貯蔵槽の補給に使用している可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) とは別の可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて使用済燃料プールへの補給を行うことを想定する。</u></p> <p>(c) 電源  <u>常設代替交流電源設備、電源車等による電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷 (計器類) に電源供給が可能である。なお、常設代替交流電源設備、電源車等による給電ができない場合に備え、デジタルレコーダ接続等の手順を用意している。</u></p> <p>(4) <u>6号及び7号炉の重大事故時対応への影響について</u>  「(3)評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、<u>自衛消防隊、緊急時対策要員及び10時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能であることから、6号及び7号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。</u>  <u>6号及び7号炉の各資源にて当該号炉の原子炉及び使用済燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、また、1～5号炉の各資源にて1～5号炉の使用済燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能である。</u>  以上のことから、<u>1～5号炉に重大事故等が発生した場合にも、6号及び7号炉の重大事故時対応への影響はない。</u></p>		<p><u>緊急時対策所用燃料地下タンクは全ての事故シークスグループ等で使用を想定するが、同時被災の有無に関わらず緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>*2の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクに約45 m<sup>3</sup>の軽油を保有していることから、原子炉及び燃料プールの7日間の対応は可能である。</u></p> <p>※2 <u>保守的に事象発生直後から運転を想定し、燃費は最大負荷時を想定する。</u></p> <p>(c) 電源  <u>高圧発電機車による電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷 (計器類) に電源供給が可能である。なお、高圧発電機車による給電ができない場合に備え、可搬型計測器接続の手順を用意している。</u></p> <p>(4) <u>2号炉の重大事故等時の対応への影響について</u>  「(3)評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、<u>緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能であることから、2号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。</u>  <u>2号炉の各資源にて原子炉及び燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、また、1号炉の各資源にて1号炉の燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能である。</u>  以上のことから、<u>1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故等時対応への影響はない。</u></p>	<p>・設備の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  島根 2号炉は、緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している</p> <p>・設備及び運用の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  注水手段及びタイミングの相違。島根 1号炉のスロッシング後の蒸発による水位低下開始は7日以降</p> <p>・体制の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  ⑥の相違</p> <p>・運用の相違  <b>【柏崎 6/7】</b>  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>3. <u>他号炉における高線量場発生による6号及び7号炉対応への影響</u></p> <p>(1) 想定する高線量場発生  <u>6号及び7号炉への対応に必要となる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における活動</u>、及び重大事故等対策に関する作業、アクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において、1～5号炉の状態は放射線遮蔽の観点で厳しい使用済燃料プールの全保有水喪失を想定する。  <u>1～5号炉の使用済燃料プールで全保有水が喪失した場合の現場線量率の概略を第3図に示す。</u></p> <p>(2) <u>6号及び7号炉対応への影響</u>  a. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における活動への影響</u>  <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に最も近い5号炉の使用済燃料プールにおいて、高線量場が発生した場合の、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所での線量率の評価結果は、以下の資料で示すとおり6号及び7号炉の重大事故等時対応に影響するものではない。</u>  ・61条 緊急時対策所（補足説明資料）  61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について  添付資料12 「<u>使用済燃料プール等の燃料等による影響について</u>」</p> <p>b. 屋外作業への影響  <u>6号及び7号炉対応に関する屋外作業としては、5号炉</u></p>	<p>b. <u>放射線環境に関する評価</u>  <u>前項のa.において、東二原子炉建屋への離隔距離が少ない東海発電所の各建屋が仮に倒壊した場合、及び東海発電所の建屋内機器の損壊による東二重大事故等対応への影響を、放射線環境の観点から検討した。</u></p> <p><u>なお、本項にて評価した事象のうち、黒鉛の流出、黒鉛の火災及び高性能粒子フィルタの破損の各事故の発生時における検討においては、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成23年度申請）に記載されている敷地境界の線量場に影響する可能性のある事故の選定の考え方を参考に、さらに保守的な条件を設定してアクセスルートへの線量影響を評価した（添付2）。</u></p> <p>(i) <u>建屋の損壊による線量影響</u>  <u>東海発電所の各建屋の線量率分布については、燃料取扱建屋、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋及びチェックポイント建屋の一部に高線量率の範囲があるが、最高でも約0.15mSv/hであり、仮に、建屋が損壊して放射線影響を与える建屋構造物や物品が流出しても、東二重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに対する放射線環境による影響はない。</u></p>	<p>3. <u>1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響</u></p> <p>(1) 想定する高線量場発生  <u>2号炉への対応に必要となる緊急時対策所における活動、及び重大事故等対策に係る作業、アクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において、1号炉の状態は放射線遮へいの観点で厳しい燃料プールの全保有水喪失を想定する。</u>  <u>1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の現場線量率の概略を第3図に示す。</u></p> <p>(2) <u>2号炉対応への影響</u>  a. <u>緊急時対策所における活動への影響</u>  <u>1号炉の燃料プールにおいて、高線量場が発生した場合の、緊急時対策所での線量率の評価結果は、以下の資料で示すとおり2号炉の重大事故等時対応に影響するものではない。</u>  ・61条 緊急時対策所（補足説明資料）  61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について  添付資料12 「<u>燃料プール等の燃料による影響について</u>」</p> <p>b. <u>屋外作業への影響</u>  <u>2号炉対応に関する屋外作業としては、緊急時対策所</u></p>	<p>・評価条件の相違  【東海第二】  島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施</p> <p>・設備の相違  【東海第二】  ③の相違</p> <p>・廃止措置計画における評価内容の相違  【東海第二】</p> <p>・評価条件の相違  【東海第二】  島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施</p> <p>・評価条件の相違  【東海第二】  島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施</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>原子炉建屋内緊急時対策所への参集等のアクセスや、<u>6号及び7号炉の重大事故等への対応作業がある。第4図に、5号炉で高線量場が発生した場合の線量率の概略分布を示す。</u></p> <p>(a) <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への参集及び保管場所への移動による影響</u></p> <p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への参集については、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からのアクセスルートにおける周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべりを考慮した徒歩の総移動時間は約25分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約2mSvとなる。</u></p> <p>また、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所への移動等における被ばく線量の一例として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所（保守性を考慮し最も1～4号炉寄りの場所）への移動を考える。周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべりを考慮した場合、徒歩での総移動時間は約30分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約3mSvとなる。</u></p> <p>なお、<u>線量率の高いエリアは限られることから、これらを極力避けることにより、被ばく線量を抑えることができる。また、徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は総移動時間及び被ばく線量はより小さくなる。</u></p> <p>よって、<u>高線量場の発生を含め、1～5号炉に重大事故等が発生した場合であっても、6号及び7号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能である。</u></p> <p>(b) <u>6号及び7号炉の重大事故等への対応作業への影響</u></p> <p><u>6号及び7号炉の重大事故等への対応作業のうち、比</u></p>		<p><u>への参集等のアクセスや、2号炉の重大事故等への対応作業がある。第4図に、1号炉で高線量場が発生した場合の線量率の概略分布を示す。</u></p> <p>(a) <u>緊急時対策所への参集及び保管場所への移動による影響</u></p> <p><u>緊急時対策所への参集については、管理事務所又は宿泊場所からのアクセスルートにおける徒歩の総移動時間は約10分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約1.7mSvとなる。</u></p> <p>また、<u>緊急時対策所から各保管エリアへの移動等における被ばく線量の一例として、緊急時対策所から第4保管エリア（保守性を考慮し最も移動時間がかかるエリア）への移動を考える。徒歩での総移動時間は約40分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約0.45mSvとなる。</u></p> <p>なお、<u>線量率の高いエリアは限られることから、これらを極力避けることにより被ばく線量を抑えることができる。また、徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は総移動時間及び被ばく線量はより小さくなる。</u></p> <p>よって、<u>高線量場の発生を含め、1号炉に重大事故等が発生した場合であっても、2号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能である。</u></p> <p>(b) <u>2号炉重大事故等の対応作業の影響</u></p> <p><u>2号炉の重大事故等への対応作業のうち、比較的時間</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、周辺斜面の基準地震動によるすべり安定性評価結果により土砂の発生はない</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 待機場所の相違に伴う、移動時間の相違</li> <li>・設計方針の相違</li> <li>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、周辺斜面の基準地震動によるすべり安定性評価結果により土砂の発生はない</li> </ul>

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>較的時間を要する操作として代替原子炉補機冷却系の準備操作(資機材配置及びホース敷設, 起動及び系統水張り)が想定しているが, <u>5号炉の使用済燃料プールに近い6号炉での当該操作場所での線量率は, 第4図に示す通り約8.2mSv/hとなる。なお, 図中の現場線量率は5号炉の使用済燃料プール内の線源からの影響を示しており, 1~4号炉の使用済燃料プール内の線源からの影響は本作業場所と1km程度離れていることからほぼ無視できるものである。</u></p> <p>当該操作の想定操作時間は<u>10時間</u>であること, 及びこの想定操作時間には当該操作場所への移動時間が含まれていること, あるいは参集要員による操作要員の交代も可能であることから, 重大事故等時における活動が可能である。</p>		<p><u>を要する操作として原子炉補機代替冷却系の準備操作(資機材配置及びホース敷設, 起動及び系統水張り)を想定しているが, 1号炉の燃料プールに近い2号炉での当該操作場所での線量率は, 第3図に示す線量率を内挿すると約5mSv/hとなる。</u></p> <p><u>当該操作の想定操作時間は約7時間20分であること, 及びこの想定操作時間には当該操作場所への移動時間が含まれていること, あるいは参集要員による操作要員の交代も可能であることから, 重大事故等時における活動が可能である。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・構内配置の相違</li> <li>【柏崎6/7】 島根1, 2号炉は隣接しているため, 影響について記載</li> <li>・運用の相違</li> <li>【柏崎6/7】 設備構成, 対応する要員及び所要時間の相違</li> </ul>

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>(ii) <u>原子炉容器内に貯蔵されている黒鉛による線量影響</u></p> <p><u>東海発電所の建屋内の各機器（原子炉内の保管物、原子炉内構造物を含む）のうち、放射エネルギーが多く、放射性物質の飛散による線量場への影響が想定されるものとして、建屋の損壊による黒鉛及び原子炉容器内構造物の露出、黒鉛の流出及び燃焼が考えられる。</u></p> <p><u>原子炉容器内に貯蔵されている黒鉛は、原子炉容器内において拘束シリンダー及びカバープレートで固定されており、原子炉容器で密閉化されている。さらに、一次生体遮蔽壁、二次生体遮蔽壁及び原子炉建屋にて覆われている。黒鉛の設置状況を第 1.0.16-2 図に示す。このように黒鉛は多数の容器及び壁等によって覆われていることから、基準地震動 S<sub>s</sub> 及び敷地遡上津波によっても原子炉建屋外に流出することはない。</u></p> <p><u>また、2.1(3)に示すように、黒鉛は着火しないことから黒鉛の火災は発生しない。仮に、黒鉛の火災が発生しても、黒鉛は燃焼の持続性がないことから、大量の放射能が建屋外に飛散することはない。</u></p> <p><u>仮に、原子炉容器、一次生体遮蔽壁、二次生体遮蔽壁及び原子炉建屋が全て損壊した場合には、アクセスルートに対して線量影響を生じることが考えられる。この場合においても、アクセスルートの線量率は、添付 2 に示すとおり、建屋が全て倒壊すると保守的に評価しても、直接ガンマ線による線量率は 0.02mSv/h、スカイシャインによる線量率は 0.005mSv/h と評価される。いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応に影響を及ぼすものではない。</u></p> <p>(iii) <u>各建屋に保管されている黒鉛及び放射性廃棄物による線量影響</u></p> <p><u>各建屋に保管されている黒鉛及び放射性廃棄物について、保管状態と各バンカについて整理したものを第 1.0.16-5 図、第 1.0.16-6 図及び添付 2 の表 1 に示す。</u></p> <p><u>破砕した黒鉛は、燃料取扱建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C1 バンカ））及び使用済燃料貯蔵池建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫（C2 バンカ））に保管されている。C1 バンカ及び C2 バンカは 1,200mm 以上の厚さの密閉型鉄筋コンクリートピットである。また、C1 バンカの一部は燃料取扱建屋の地面高さ（T.P.+8m）より低く設置されている。これ</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③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><u>より、これらのバンカが基準地震動 S s 及び敷地に遡上する津波により大規模に損壊することなく、放射性物質が流出した場合でもその範囲は限定的であることから、ホイールローダ等を用いた放射性物質の除去や別のアクセスルートの通行により、東二重大事故等対応は影響を受けない。</u></p> <p><u>燃料付属品等の放射性廃棄物は、燃料取扱建屋（燃料スワラー貯蔵庫 (D バンカ)、固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ) ) 及び使用済燃料貯蔵池建屋（黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ)、燃料スプリッタ貯蔵庫 (H1 バンカ, H2 バンカ, H3 バンカ) ) に保管されている。これらのバンカは屋外とは 750mm 厚さ以上の密閉型鉄筋コンクリートピットである。また、D バンカ及び E バンカの一部は燃料取扱建屋の地面高さ (T.P. +8m) より低く設置されている。これより、これらのバンカが基準地震動 S s 及び敷地に遡上する津波により大規模に損壊することなく、放射性物質が流出した場合でもその範囲は限定的であることから、ホイールローダ等を用いた放射性物質の除去や別のアクセスルートの通行により、東二重大事故等対応は影響を受けない。</u></p> <p><u>建屋の全てのバンカが大規模に損壊することを想定した保守的な条件においても、最も近いアクセスルートの線量率は直接ガンマ線による線量率で、燃料取扱建屋あるいは使用済燃料取扱建屋の損壊時において、各々 0.003mSv/h 及び 0.01mSv/h、スカイシャインによる線量率は各々 0.01mSv/h 及び 0.008mSv/h と評価される。いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応に影響を及ぼすものではない。</u></p> <p><u>(iv) 原子炉建屋内の高性能粒子フィルタの損壊による線量影響</u></p> <p><u>高性能粒子フィルタを有する生体遮蔽冷却空気系は、原子炉容器内及びこれに接続する系統の差圧を管理しながら同系統の冷却及び排出空気の浄化を行う。抽出した空気を高性能粒子フィルタにより浄化した後に排気筒から放出する。系統図の概要を第 1.0.16-7 図に示す。</u></p> <p><u>仮に、多量の放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタが破損した場合には、放射性物質が飛散することが想定されるため、これに伴う災害対策要員の被ばくに</u></p>		<p>・廃止措置計画における評価内容の相違【東海第二】</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><u>よる東二重大事故等対応に及ぼす影響を以下に評価する。</u></p> <p><u>放射性物質の飛散の計算にあたっては、最も保守的な条件として、廃止措置工事において最も放射能の高い原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）を最大量捕捉した高性能粒子フィルタが、何らかの原因で破損して原子炉建屋から放射性物質（粉じん）が飛散し、アクセスルート上の災害対策要員が放射性物質（粉じん）を取り込むことを想定する。</u></p> <p><u>この保守的な条件においても災害対策要員の被ばく量は約2.8mSvと算出されるため、本事故が発生しても東二重大事故等対応は影響を受けない（添付3）。</u></p> <p><u>以上より、東二重大事故等と本事故が同時発生した場合には、東二重大事故等の対応を優先する。その後、東二重大事故等の対応状況に応じて、東二の災害対策要員と兼務である東海発電所の災害対策要員が本事故の対応を行う。</u></p> <p><u>なお、東海発電所の廃止措置工事によるアクセスルートの線量率への影響の可能性がある事象として、解体廃棄物の保管場所（固体廃棄物貯蔵庫）への搬送中に、容器不具合等による非管理区域での放射性物質の流出によりアクセスルートの線量率が上昇することが考えられる。しかし、この事象においては、放射性物質の流出範囲が限定的であることから、ホイールローダ等を用いた放射性物質の除去や別のアクセスルートの通行により、この事象が発生しても東二重大事故等対応は影響を受けない。</u></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. まとめ</p> <p>「1. <u>1～4号炉（荒浜側）及び5号炉（大湊側）周辺の屋外設備の損傷による影響</u>」, 「2. <u>同時被災時に必要な要員及び資源の十分性</u>」及び「3. <u>他号炉における高線量場発生による6号及び7号炉対応への影響</u>」に示すとおり, 高線量場の発生を含め, <u>1～5号炉に重大事故等が発生した場合にも, 6号及び7号炉の重大事故時等の対応は可能である。</u></p>	<p>c. まとめ</p> <p>a. 及びb. の検討結果より, <u>基準地震動S<sub>s</sub>により東海発電所の建屋が仮に損壊しても, 離隔距離の観点から, 東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼすことはなく, また, 東二の重大事故等対応に支障を来すことはない。</u></p> <p>また, <u>敷地遡上津波により東海発電所の屋外施設が流出しても, 東二重大事故等対処対応に係るアクセスルートに対する影響も限定的であり, 保有している重機を用いてがれき等を撤去することにより, 東二重大事故等対応に支障を来すことはない。</u></p> <p>更に, <u>基準地震動S<sub>s</sub>や敷地遡上津波により東海発電所の炉内構造物や建屋が仮に損壊しても, 原子炉压力容器内に貯蔵されている黒鉛及び各建屋に保管されている黒鉛及び放射性廃棄物による線量影響, また, 高性能粒子フィルタの破損による放射性物質（粉じん）の飛散による東二災害対策要員の被ばく量は, 東二重大事故等対応に影響を及ぼさない。</u></p>	<p>4. まとめ</p> <p><u>「1. 1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響」,</u>  <u>「2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」及び</u>  <u>「3. 1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響」</u>に示すとおり, 高線量場の発生を含め1号炉に重大事故等が発生した場合にも, <u>2号炉の重大事故時等の対応は可能である。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計方針の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>②の相違</li> <li>・設備の相違</li> <li>【東海第二】</li> <li>③の相違</li> <li>・廃止措置計画における評価内容の相違</li> <li>【東海第二】</li> </ul>

第1表 想定する各号炉の状態

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	
項目	6号及び7号炉	1～5号炉					
要員	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」※1</li> <li>「全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) + SRV 再閉失敗」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失※2</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」※1</li> <li>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」</li> </ul>					
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」※1</li> <li>「緊閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却系を使用しない場合」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」※1</li> <li>「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」</li> </ul>					
燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失※2</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失※2</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「想定事故2 (使用済燃料プール漏えい)」※1</li> </ul>					
電源	<p>※1 サイフォン現象による漏えいは、各号炉 (1～7号炉) のサイフォン発生防止用の逆止弁及びサイフォンブールからの漏えいは、スロッシングによる漏えいを想定する。</p> <p>※2 燃料については消費量の観点から非常用ディーゼル発電機の運転継続を想定する。</p> <p>※3 使用済燃料プールへの注水が必要となるスロッシングの発生を想定する。</p> <p>※4 6号及び7号炉は火災防護措置が強化されることから、1～5号炉での内部火災の発生を想定する。また、1～5号炉で複数の内部火災を想定することは1つの号炉とされるが、時間差で発生することを想定し、全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングと同時に発生する内部火災として1つの号炉とする。ただし、消火活動に必要な水源は、5号炉 (1～5号炉) 分の消費を想定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失※2</li> <li>使用済燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>内部火災※3</li> </ul>					

第1表 想定する各号炉の状態

東海第二発電所 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 2号炉		備考			
項目	2号炉	1号炉					
要員	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「3.1.3 容気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」, 「2.6 LOCA時注水機能喪失」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>					
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」, 「2.6 LOCA時注水機能喪失」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」, 「2.6 LOCA時注水機能喪失」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>					
燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」, 「2.6 LOCA時注水機能喪失」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」, 「2.6 LOCA時注水機能喪失」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>					
電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + HPCS失敗」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + HPCS失敗」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>					
<p>※1 サイフォン現象による漏えいは、サイフォンブレイク配管により停止される。したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、燃料プールからの漏えいを想定する。</p> <p>※2 燃料については高圧発電機の運転継続を想定する。</p> <p>※3 2号炉は火災防護措置が強化されることから、1号炉での内部火災を想定する。</p>		<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失※2</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>内部火災※3</li> </ul>					

・評価条件の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施  
 ・解析結果の相違  
**【柏崎6/7】**  
 解析結果による評価対象シナリオの相違  
 ・設備の相違  
**【柏崎6/7】**  
 ⑧の相違



表2 同時被災時の1～5号炉の対応操作, 6号及び7号炉の使用済燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
非常用ディーゼル発電機等の現場確認、直流電源の負荷制限	非常用ディーゼル発電機等の現場の状態確認及び直流電源の長時間供給のための負荷制限を実施する	運転員	—
内部火災に対する消火活動	建屋内での火災を想定し、当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	自衛消防隊 (運転員を含む)	○水源 (36m <sup>3</sup> /号炉×5 (1～5号炉)) ○燃料 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約4kL (21L/h×24h×7日×1台) 又は ディーゼル駆動消火ポンプ : 約6kL (32L/h×24h×7日×1台)
各注水系 (復水補給水系, 燃料プール補給水系, 消火系, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級)) による使用済燃料プールへの注水	各注水系による使用済燃料プールへの給水を行い, 使用済燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	運転員及び10時間以降の発電所外からの参集要員	○水源 (詳細は第3表参照) 1号炉 : 約280m <sup>3</sup> 2号炉 : 約1,401m <sup>3</sup> 3号炉 : 約1,425m <sup>3</sup> 4号炉 : 約1,366m <sup>3</sup> 5号炉 : 約1,424m <sup>3</sup> 6号炉 : 約8,654m <sup>3</sup> 7号炉 : 約8,675m <sup>3</sup> ※6号及び7号炉については有効性評価「蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替補償措置を使用しない場合」で想定している水源も含む ○燃料 1～5号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約18kL (21L/h×24h×7日×5台) 6号及び7号炉 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) : 約30kL (21L/h×24h×7日×4台/号炉)
常設代替交流電源設備等による給電	常設代替交流電源設備等による給電・受電操作を実施する	緊急時対策要員及び運転員	○燃料 非常用ディーゼル発電機 : 約3,160kL (1,879L/h×24h×7日×10台) ※全交流動力電源喪失のため, 実際は常設代替交流電源設備で給電することになるが, 燃料消費量を保守的に見積もる観点から, 非常用ディーゼル発電機 (2台/号炉) の運転を想定
燃料給油作業	常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) に給油を行う	緊急時対策要員	—

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
内部火災に対する消火活動	建物内の火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する。	消防チーム (運転員を含む)	○水源 32m <sup>3</sup> ○燃料 化学消防自動車 : 約5m <sup>3</sup> (0.0275 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台) 小型動力ポンプ付水槽車 : 約5m <sup>3</sup> (0.025 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台)
各注水系による燃料プールへの注水 (復水補給系, 燃料プール補給系, 消火系, 燃料プール補給水系, 消火系, 大量送水車による燃料プールへの給水, 2号炉は有効性評価のシナリオを想定)	各注水系による燃料プール及び格納容器への給水を行い, 燃料プールからの崩壊熱の継続的な除去を行う。	運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員	○水源 (詳細は第3表参照) ・1号炉 : 180m <sup>3</sup> ・2号炉 : 4,174m <sup>3</sup> ※2号炉については有効性評価「2.1 崩壊除去機能喪失, 2.4.2 崩壊除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」で想定している水源 (3,600m <sup>3</sup> ) も含む ○燃料 ・1号炉 大量送水車 : 11m <sup>3</sup> (0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台) ・2号炉 大量送水車 : 11m <sup>3</sup> (0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台)
高圧発電機車による給電, 受電	高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。	運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員	○燃料 高圧発電機車 : 19m <sup>3</sup> (0.11m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台)
燃料給油作業	大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う	緊急時対策要員	—

第2表 同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
内部火災に対する消火活動	建物内の火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する。	消防チーム (運転員を含む)	○水源 32m <sup>3</sup> ○燃料 化学消防自動車 : 約5m <sup>3</sup> (0.0275 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台) 小型動力ポンプ付水槽車 : 約5m <sup>3</sup> (0.025 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台)
各注水系による燃料プールへの注水 (復水補給系, 燃料プール補給系, 消火系, 燃料プール補給水系, 消火系, 大量送水車による燃料プールへの給水, 2号炉は有効性評価のシナリオを想定)	各注水系による燃料プール及び格納容器への給水を行い, 燃料プールからの崩壊熱の継続的な除去を行う。	運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員	○水源 (詳細は第3表参照) ・1号炉 : 180m <sup>3</sup> ・2号炉 : 4,174m <sup>3</sup> ※2号炉については有効性評価「2.1 崩壊除去機能喪失, 2.4.2 崩壊除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」で想定している水源 (3,600m <sup>3</sup> ) も含む ○燃料 ・1号炉 大量送水車 : 11m <sup>3</sup> (0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台) ・2号炉 大量送水車 : 11m <sup>3</sup> (0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台)
高圧発電機車による給電, 受電	高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。	運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員	○燃料 高圧発電機車 : 19m <sup>3</sup> (0.11m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台)
燃料給油作業	大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う	緊急時対策要員	—

備考

- ・評価条件の相違
- 【東海第二】  
島根2号炉は, 1号炉の使用済燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施
- ・設備の相違
- 【柏崎6/7】  
⑧の相違
- ・設備の相違
- 【柏崎6/7】  
火災消火に使用する設備の相違
- ・解析結果の相違
- 【柏崎6/7】  
解析結果による評価対象シナリオの相違
- ・水量評価結果の相違
- 【柏崎6/7】
- ・燃料評価結果の相違
- 【柏崎6/7】



表3 各号炉の必要な水量(平成26年10月時点での崩壊熱により計算)

炉心燃料	KK1 停止中 炉		KK2 停止中 炉		KK3 停止中 炉		KK4 停止中 炉		KK5 停止中 炉		KK6 運転中 炉		KK7 運転中 炉	
	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP	SFP
炉心燃料	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し	全燃料取り出し
炉心開放状態	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)	開放(プールゲート閉)
水位	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)	ウエルプール(オーバーフロー水位)
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失
スロッシング溢水量[m <sup>3</sup> ]	710	710	710	710	710	710	710	710	710	710	690	690	710	710
65℃到達までの時間[hour]	38	42	35	45	33	33	33	33	33	33	15	15	15	15
100℃到達までの時間[hour]	91	100	85	107	80	80	80	80	80	80	36	36	36	36
必要な注水量①[m <sup>3</sup> (@168h)]	84	52	76	43	103	103	103	103	103	103	564	564	566	566
事故発生からTAF到達までの時間[hour]	336	471	396	492	398	398	398	398	398	398	248	248	245	245
通常運転水位(オーバーフロー水位)から必要な遮へい水位までの水位差②[m]	4.0	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	1.7	2.1	2.1	2.1	2.1
必要な注水量②[m <sup>3</sup> (@168h)]	280	1,401	1,425	1,366	1,424	1,424	1,424	1,424	1,424	1,424	767	767	786	786
必要な注水量③[m <sup>3</sup> (@168h)]	1,956	2,172	2,196	2,115	2,173	2,173	2,173	2,173	2,173	2,173	1,254	1,254	1,275	1,275

※1 1～5号炉の注水量は、6号及び7号炉の評価結果に基づきスロッシングによる注水量を設定(1～5号炉の使用済燃料プールは6号及び7号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため注水量は少なく考えられる)。また、必要な注水量は原子炉開放状態(プールゲート開放状態)を考慮して評価。  
 ※2 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：必要な注水量。「必要な注水量③」：通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。  
 ※3 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。  
 ※4 2号炉原子炉建物原子炉棟4階(燃料取替階)での現場の線量率が10mSv/h以下となる水位(遮へい水位)の計算に用いた1号炉の線量の強度は保守的に設定(実際の保管体数798体に対して1539体保管している前提で評価)。

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

- ・評価条件の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施
- ・評価結果の相違  
**【柏崎6/7】**  
 崩壊熱及び、スロッシングによる水位低下量の相違
- ・設備の相違  
**【柏崎6/7】**  
 プラント基数の相違

第3表 1, 2号炉の必要な水量

	1号炉		2号炉	
	廃止措置中 <sup>※1</sup>		運転中 <sup>※1</sup>	
	炉	燃料プール	炉	燃料プール
炉心燃料	全燃料取り出し		全燃料取り出し	
原子炉開放状態	開放(プールゲート閉)		未開放(プールゲート閉)	
水位	NWL		NWL	
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失		スロッシングによる漏れ+全交流電源喪失	
スロッシング溢水量 <sup>※2</sup> (m <sup>3</sup> )	180		180	
65℃到達までの時間 (hr)	111		重要事故シナシ (2.1 高圧・低圧注水機能喪失, 2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)による)	
100℃到達までの時間 (hr)	266.40		43.07	
必要な水量① <sup>※3</sup> (m <sup>3</sup> )	-		394	
事象発生からTAF到達までの時間 (hr)	1,579		306.03	
通常水位(オーバーフロー水位)から必要な遮へい水位 <sup>※4</sup> までの水位差 (m)	5.6		2.6	
必要な注水量② <sup>※3</sup> (m <sup>3</sup> )	180		574	

※1 廃止措置中の1号炉は平成27年4月時点での崩壊熱により算出。2号炉はプラント停止50日後の崩壊熱により算出。  
 ※2 1号炉の注水量は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる注水量を設定(1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量や表面積が小さいため注水量は少なく考えられる)。  
 ※3 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。  
 ※4 2号炉原子炉建物原子炉棟4階(燃料取替階)での現場の線量率が10mSv/h以下となる水位(遮へい水位)の計算に用いた1号炉の線量の強度は保守的に設定(実際の保管体数798体に対して1539体保管している前提で評価)。

表4 1～5号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数

	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	共通	備考
	残留熱除去系	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	-
復水補給水系	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	3 (1)	-	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備又は電源車による給電を実施することで使用可能
燃料プールの補給水系	2 (1)	1 (1)	1 (1)	1 (1)	1 (1)	-	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備又は電源車による給電を実施することで使用可能
消火系 (ディーゼル駆動ポンプ)	1	1号炉と共通	1号炉と共通	1号炉と共通	1	-	1～4号炉は共通の消火ポンプを使用 5～7号炉は共通の消火ポンプを使用 十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
可搬代替注水ポンプ (A-2 級)	-	-	-	-	-	必要な台数に対して十分 な台数を保有 (1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
常設代替交流電源設備	-	-	-	-	-	4台のうち、6号及び7号炉の対応には第一ガスタービン発電機2台のみで対応可能であるため、残りの第二ガスタービン発電機2台を使用可能	6号及び7号炉の対応には第一ガスタービンの第二ガスタービン発電機2台を使用可能
電源車	-	-	-	-	-	必要な台数に対して十分 な台数を保有 (1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

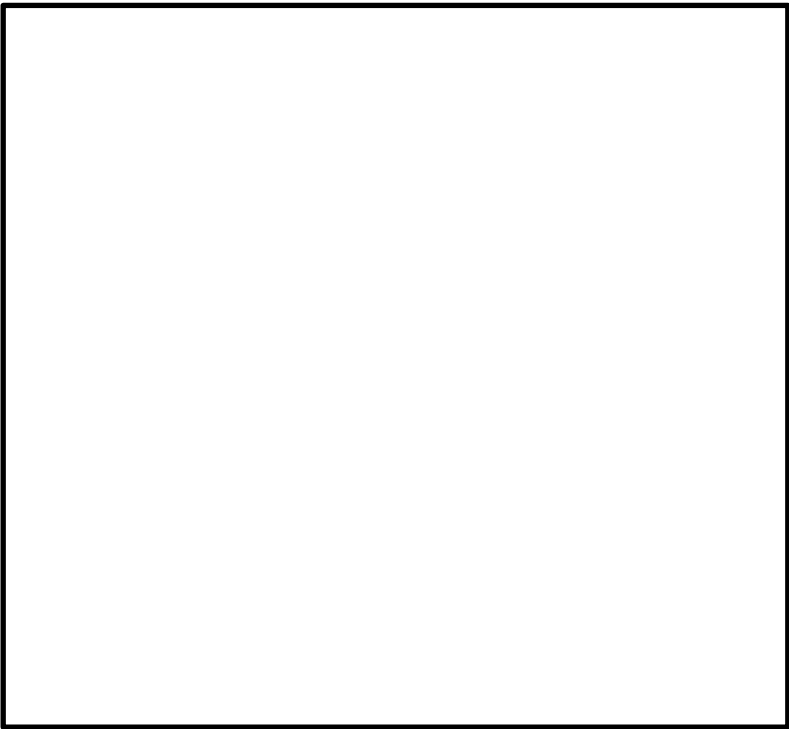
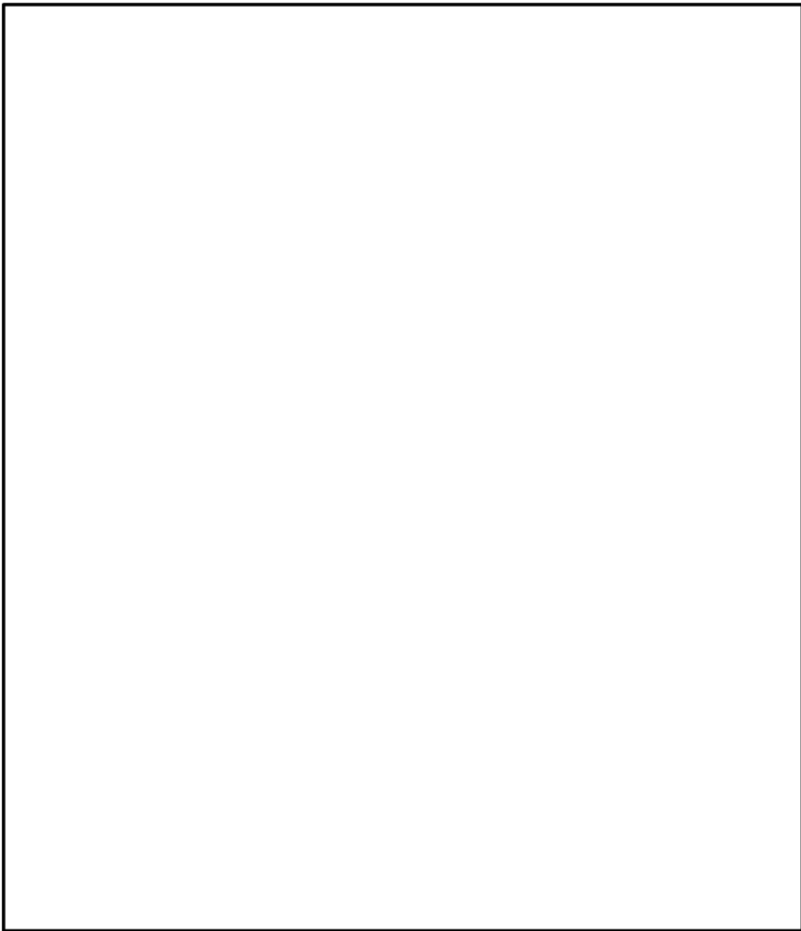
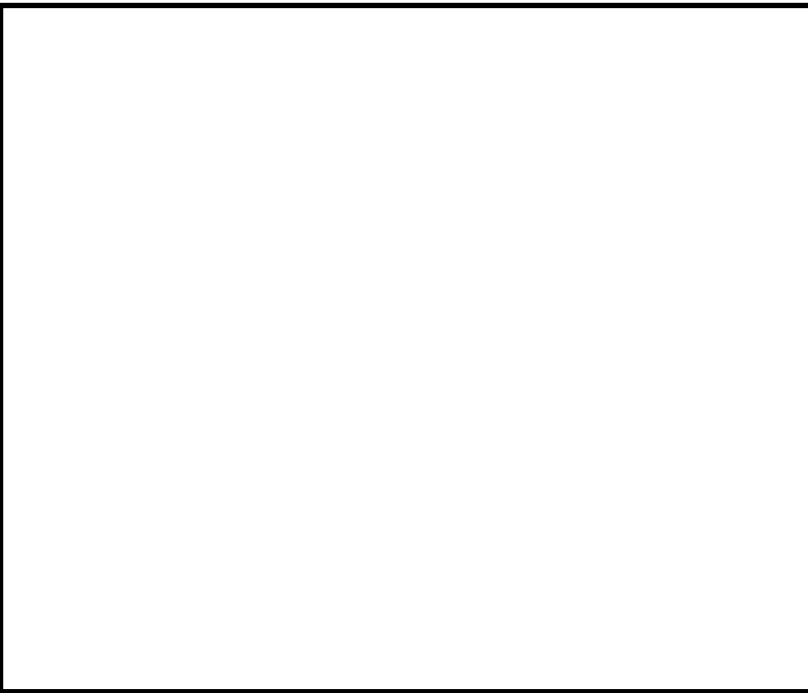
島根原子力発電所 2号炉

備考

第4表 1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

	1号炉	備考
復水輸送系	3 (1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
補給水系	3 (1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
消火系	2 (1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
大量送水車	1 (1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
給電設備	1 (1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次給電を実施していくことが可能

- 設備の相違  
【柏崎 6/7】  
⑧の相違
- 設備の相違  
【柏崎 6/7】  
注水手段の相違

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 data-bbox="201 1419 863 1451">第1図 柏崎刈羽原子力発電所におけるアクセスルート</p>	 <p data-bbox="1006 1331 1623 1451">第1.0.16-1図 原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外の重大事故等対処設備, アクセスルート, 東海発電所及び貯蔵設備の位置関係</p>	 <p data-bbox="1813 1331 2407 1362">第1図 島根原子力発電所におけるアクセスルート</p>	

号炉	実施箇所・必要人員数		操作項目	経過年数 (時間)	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		1	2
1号炉	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視	0.5	0.5
共通					

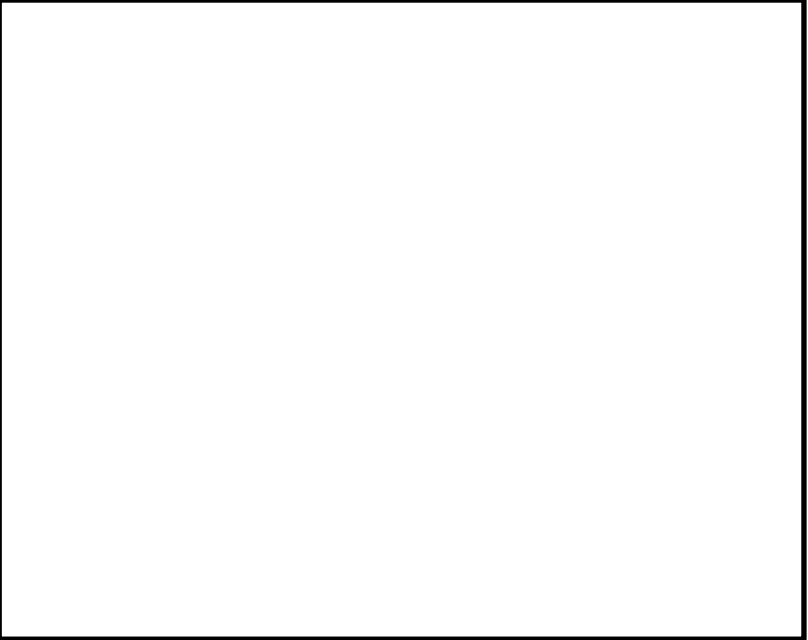


注1 1号炉の炉内監視は、移動して対応する人員数。  
 注2 図中は必要人員のみに算出した場合を示す。なお、1〜5号炉における炉内の監視は、移動して対応する人員数。  
 注3 SA 警報と式災が発生した際の初期対応については平成28年1月現在のものを示す。  
 なお、印及び注釈は、原子力発電所における炉内監視の運用に関する事項を示している。また、炉内監視の運用は、原子力発電所の運用に支障を及ぼさないよう、必要に応じて変更される可能性がある。また、炉内監視の運用は、原子力発電所の運用に支障を及ぼさないよう、必要に応じて変更される可能性がある。

第2図 1〜5号炉における各作業と所要時間

号炉	実施箇所・必要人員数		操作項目	経過時間 (時間)													
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
1号炉 「全交機動力電源喪失及び燃料プールのスロッシング並びに水災発生」を想定	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (中央制御室)	1人 A	炉内監視														
	運転員 (現場)	1人 A	炉内監視														
共通																	

第2図 1号炉における各作業と所要時間

- ・評価条件の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、1号炉の使用済燃料プールで全保有水が喪失した場合の評価を実施
- ・記載表現の相違  
**【東海第二】**  
 東海第二は、2.1(3)b. 「その他施設」での火災にて体制及び対応を記載
- ・体制及び運用の相違  
**【柏崎6/7】**  
 設備構成、対応する要員及び所要時間の相違

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 data-bbox="299 835 774 871">第3図 線量率の概略とアクセスルート</p>			
 <p data-bbox="264 1690 789 1726">第4図 線量率の概略分布 (5～7号炉周辺)</p>		 <p data-bbox="1872 1310 2347 1346">第3図 線量率の概略とアクセスルート</p>	

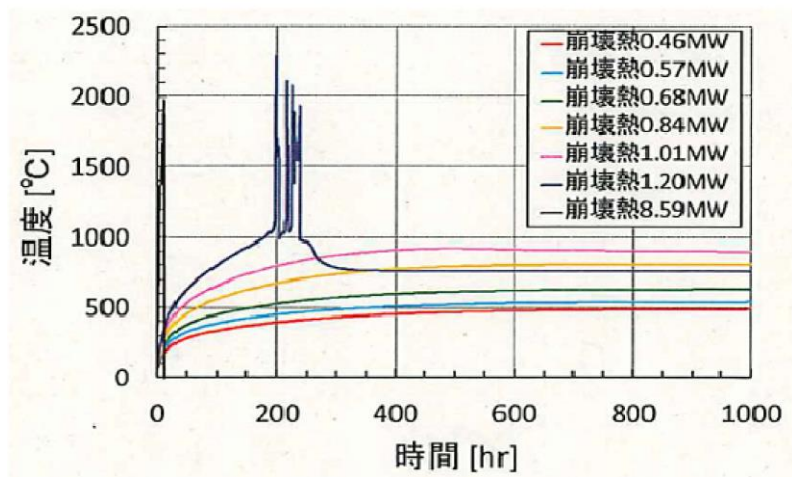
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>【参考】使用済燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について</u></p> <p><u>使用済燃料プールの保有水が全喪失した場合であっても、崩壊熱量が小さいときには、露出した使用済燃料が、空気自然対流により冷却維持が可能と考えられる。</u></p> <p><u>これらの検討は、建屋が損壊している福島第一原子力発電所4号炉の燃料プールの状態（大気開放）を想定した評価※1,2 や原子炉建屋最上階を考慮した評価※3 が実施されている。</u></p> <p><u>ここでは、より自然対流の空気冷却が厳しくなる原子炉建屋最上階についても考慮した評価について示す。</u></p> <p><u>原子炉建屋最上階を考慮した評価</u></p> <p><u>電力中央研究所による使用済燃料プールの事故時の過渡解析※3によると、使用済燃料プールにおいて全保有水喪失が発生しても、使用済燃料プール内の全崩壊熱が約1MW 以下の場合、気相の自然循環冷却と使用済燃料プール壁への輻射伝熱により被覆管の健全性は維持されるとしている（参考第1 図、参考第2 図）。</u></p> <p><u>なお、本解析モデルでは、ヒートシンクとして設定している使用済燃料プールの天井部分は、使用済燃料プール床面積と同じ断面積で模擬しており、実際の原子炉建屋最上階に比べて非常に小さく、建屋からの放熱の観点からは保守的な設定となっている。</u></p> <p><u>また、空調設備には期待していない。使用済燃料ラックについては高密度型燃料ラックをモデル化しており、燃料間ピッチは1~5号炉のラックと比較し、同等若しくは保守的となっている。</u></p> <p><u>現在の1~5号炉における使用済燃料プール内の燃料集合体の全崩壊熱及び1体当たりの崩壊熱は、参考第1表に示すとおり、各号炉とも1MW 未満と低く、評価での想定より建屋の壁面の除熱を多く考慮できることから、使用済燃料は空気自然対流による冷却でも健全性が維持されるものと考えられる。</u></p> <p><u>※1: Analysis of Fuel Heat-up in a Spent Fuel Pool during a LOCA 平成24年7月24日, JNES</u>  <u>「使用済燃料プール瞬時LOCA 時の燃料被覆管温度の解析」</u>  <u>東京電力（株）福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ</u></p> <p><u>※2: Detailed analysis of the accident progression of Units 1 to 3 by using MAAP code</u></p>		<p><u>【参考】燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について</u></p> <p><u>（平成29年2月14日 島根原子力発電所1号炉廃止措置計画認可申請書 本文及び添付書類の一部補正について 「添付書類六の1.（維持管理に関する内容）」の追補 抜粋）</u></p> <p><u>燃料プール（以下「SFP」という。）の冷却水が全て喪失した場合における使用済燃料の健全性について評価した結果を、以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 主な計算条件</u></p> <p><u>○SFPの冷却水は全て喪失していると仮定する。</u></p> <p><u>○原子炉建物は健全だが換気は考慮しない（密閉状態）。</u></p> <p><u>○使用済燃料からの発熱は、原子炉建物内の空気及び原子炉建物の天井を通して外気に放熱されることにより除熱される。</u></p> <p><u>(2) 評価手順</u></p> <p><u>SFPの冷却水が全て喪失し、原子炉建物は健全であるが換気系は停止している状態を仮定すると、使用済燃料は室内空気自然対流により冷却される。</u></p> <p><u>下記の順序で、使用済燃料からの発熱量により燃料被覆管表面温度を求める。</u></p> <p><u>① 原子炉建物からの放熱計算</u></p> <p><u>② 自然対流熱伝達の計算</u></p> <p><u>③ 燃料被覆管表面温度計算</u></p> <p><u>① 原子炉建物からの放熱計算について</u></p> <p><u>SFPの冷却水が全て喪失し、使用済燃料の発熱による原子炉建物内の室内温度が定常状態となる場合において、外気温度を境界条件として、原子炉建物内空気の最高温度を求める。</u></p> <p><u>原子炉建物からの放熱モデルを図1に示す。</u></p> <p><u>② 自然対流熱伝達の計算について</u></p> <p><u>燃料集合体は格子ピッチが確保された状態で貯蔵されている。しかし、ここでは保守的に燃料ラックセル間の領域は無視し、ラックセル内のチャンネルボックスの正方形断面を実効的な流路と考へて、自然対流による燃料ラック出口温度を求める。</u></p> <p><u>③ 燃料被覆管表面温度計算について</u></p>	<p>・評価手法の相違</p> <p><b>【柏崎6/7】</b></p> <p>島根1号炉の廃止措置審査と同様の手法（ふげん方式）で評価（以下、同様）</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>平成24年7月23日，東京電力株式会社  「1F-4の使用済燃料プール瞬時LOCA時(LOCA)及び冷却機能喪失時の蒸発による水位低下(Non-LOCA)発生によるPCT(MAAP)」  <u>※3：使用済燃料プールの事故時冷却特性評価—MAAPコードを用いた冷却機能及び冷却材喪失事故解析—(研究報告：L12007)</u>  平成25年5月，電力中央研究所</p> <p style="text-align: center;"><u>参考第1表 使用済燃料の崩壊熱の比較</u></p> <table border="1" data-bbox="172 527 893 703"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析ケース</th> <th>1号炉</th> <th>2号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> <th>5号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全崩壊熱(MW)</td> <td>1.01</td> <td>約0.7</td> <td>約0.5</td> <td>約0.5</td> <td>約0.4</td> <td>約0.7</td> <td>1～5号炉：平成27年1月時点※</td> </tr> <tr> <td>集合体1体当たり(kW)</td> <td>0.84</td> <td>約0.5</td> <td>約0.3</td> <td>約0.6</td> <td>約0.3</td> <td>約0.5</td> <td>1～5号炉：平成27年1月時点※</td> </tr> </tbody> </table> <p>※評価時点で原子炉圧力容器内にあった燃料は使用済燃料プールにあるものとする</p>	項目	解析ケース	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	備考	全崩壊熱(MW)	1.01	約0.7	約0.5	約0.5	約0.4	約0.7	1～5号炉：平成27年1月時点※	集合体1体当たり(kW)	0.84	約0.5	約0.3	約0.6	約0.3	約0.5	1～5号炉：平成27年1月時点※		<p><u>自然対流による燃料被覆管表面の熱伝達係数を求め、燃料集合体の最大発熱量(360W)から、燃料被覆管表面温度を求める。</u></p> <p>(3) 評価結果</p> <p><u>島根1号炉の使用済燃料は、原子炉停止以降、5年以上冷却されており、自然対流による冷却によって、燃料被覆管表面温度は最高でも360℃以下に保たれる。</u></p> <p><u>360℃以下では、ジルコニウム合金である燃料被覆管の酸化反応速度は小さく、燃料被覆管の酸化反応による表面温度への影響はほとんどない〔1〕。</u></p> <p><u>また、上記の燃料被覆管表面温度(360℃以下)における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した燃料被覆管周方向応力は101MPaであり、未照射の燃料被覆管の降伏応力(約140MPa)を十分に下回っている。</u></p> <p><u>以上のことから、SFPの冷却水が全て喪失しても燃料被覆管表面温度は360℃以下に保たれ、酸化反応が促進されることはなく、燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはない。</u></p>	
項目	解析ケース	1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	備考																				
全崩壊熱(MW)	1.01	約0.7	約0.5	約0.5	約0.4	約0.7	1～5号炉：平成27年1月時点※																				
集合体1体当たり(kW)	0.84	約0.5	約0.3	約0.6	約0.3	約0.5	1～5号炉：平成27年1月時点※																				



参考第1 図 解析モデル



参考第2 図 崩壊熱を変化させた時の燃料チャンネル最高温度の比較 (プール水瞬時全量喪失を仮定)

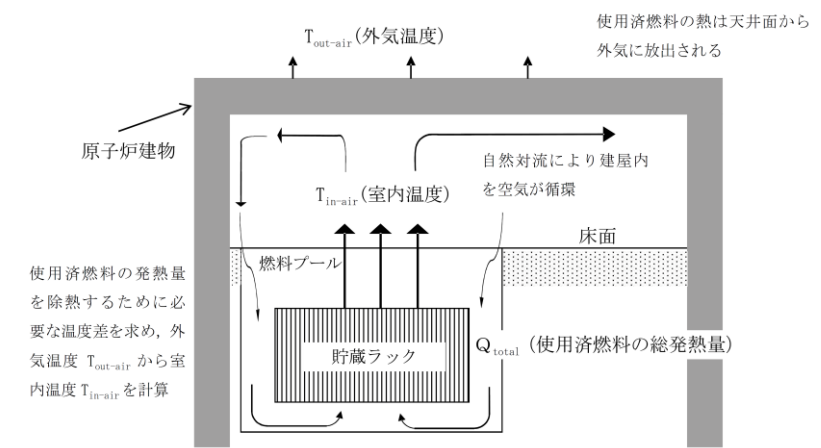


図1 原子炉建物からの放熱

[1] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32

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>資源に対する影響評価</u></p> <p>a. <u>黒鉛の火災</u></p> <p><u>東海発電所で発生する火災の想定事象のひとつに、黒鉛の火災が挙げられる。黒鉛の着火及び局所的な加熱によって燃焼が持続すると大規模な火災となる可能性がある。このため、黒鉛の燃焼性に関して、廃止措置期間中（解体工事時を含む）における黒鉛の保管場所（原子炉内）の環境における黒鉛の着火及び燃焼の持続性に関する検討を行った。</u></p> <p><u>原子力発電技術機構による調査結果を基に検討した結果、添付3に示すとおり、解体工事等の作業及び何らかの原子炉容器内で火災が発生した場合においても、黒鉛が着火することはない、仮に、着火した場合でも、黒鉛の燃焼が持続すると考えられる650℃を維持することはないと評価される。また、原子炉圧力容器は隔離された状態であるため、黒鉛が燃焼しても十分な酸素が供給されず、燃焼は継続しない。</u></p> <p><u>また、仮に、原子炉圧力容器及び各バンクの損壊によって黒鉛が粉じん状になった場合でも黒鉛は着火せず、一般的な着火エネルギーを与えた場合において粉じん爆発が発生する環境条件は、空気中に55%以上の酸素濃度を必要とすることから、現状の原子炉圧力容器内の環境、各バンク内の環境及び今後の廃止措置工事期間中においても、存在しえない環境である。</u></p> <p><u>以上より、黒鉛の火災は発生せず、また、粉じん爆発も発生しないと考えられる。仮に、火災が発生した場合には、建屋内に設置した火災検知器により感知（守衛所及び所員居室にて監視）し、他の施設での火災と同様の対応を行うことにより、東二の重大事故等対応及び重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼさない。</u></p> <p><u>ゆえに、黒鉛による火災が発生した場合には、以下の</u></p> <p>b. <u>に示す火災対応と同様の対応を行う。</u></p> <p>b. <u>その他施設での火災</u></p> <p><u>東海発電所で火災が発生した場合における、必要な消火活動要員、消火活動用資機材及び消火活動用水源による東二重大事故等対応への影響について、以下に検討した。</u></p> <p>a) <u>消火活動要員に関する評価</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根は、「2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」にて記載</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>夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）と、平日勤務時間帯における火災発生時の消火活動に係る要員の動きを、第1.0.16-2表に示す。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の時間帯は廃止措置室消防隊が不在であるが、現場の監視及び消火活動は十分に対応可能である。また、火災活動に必要な資機材は必要に応じて、東二及び他施設とは別配置としている。以下に詳細を記載する。</p> <p>(i) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）</p> <p>東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、また、当直守衛員は東海発電所管理区域及び屋外全般を所掌として、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。</p> <p>初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は、初期消火に引き続いて消火対応を行い、公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。</p> <p>(ii) 平日勤務時間帯</p> <p>東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、廃止措置室消防隊が東海発電所管理区域を所掌とし、当直守衛員が屋外全般を所掌として、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。</p> <p>初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は、初期消火に引き続いて消火対応を行い、公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。</p> <p>自衛消防隊は、隊長と副隊長（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は、訓練により力量を確保している宿直当番者）及び当直守衛員7人により構成される。当直守衛員7人により、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を同時に使用した消火活動が可能である。</p> <p>当直要員及び当直守衛員が、各々の所掌において火災を発見した場合は、上記のとおり初期消火対応及び公設消防への連絡を行うとともに、当直要員と当直守衛員の間で迅速に情報共有する。</p> <p>重大事故等発生時において複数個所の同時火災が確認された場合は、災害対策本部の確立前は、当直発電長は火災によるアクセスルート及び重大事故等対応に及ぼす影響等を考慮して消火活動の優先度を判断し、自衛消防隊を出動</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>させ消火活動にあたる。災害対策本部の確立後において  <u>は、当直発電長からの報告を受けた災害対策本部長が上記  と同様の観点から消火活動の優先度を判断する。</u></p> <p><u>以上より、東二当直要員、当直守衛員及び自衛消防隊  は、元々、災害対策本部体制に所属しており、また、発電  所敷地内の火災の消火対応を十分に行うことができること  から、東二重大事故等対応には影響しない。</u></p> <p><u>b) 消火活動用資機材に関する評価</u></p> <p><u>東二及び他施設（東海発電所及び貯蔵設備）の消火活動  用資機材の種類、水源、配備及び設置場所を以下に示す。</u></p> <p><u>消火栓及び消火器は東二、東海発電所及び貯蔵設備に  各々設置し、消防用自動車は東二、東海発電所及び貯蔵設  備の共用として配備している。</u></p> <p><u>なお、各消火用資機材の水源は東二重大事故等対処設備  ではないため、これらの消火活動用資機材を用いた消火活  動は東二重大事故等対応に影響しない。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・屋外消火栓（水源：防火水槽及び原水タンク）.....：共用  として設置</u></li> <li><u>・屋内消火栓（水源：ろ過水タンク及び多目的タンク）  ：東二、東海発電所及び貯蔵設備に各々設置</u></li> <li><u>・消火器  ：東二、東海発電所及び貯蔵設備に各々設置</u></li> <li><u>・化学消防自動車（1台）及び水槽付消防ポンプ自動車  （1台）：共用として配備</u></li> </ul> <p><u>c. まとめ</u></p> <p><u>以上より、東二敷地内の他施設（東海発電所及び貯蔵施  設）で火災が発生した場合でも、消火活動に必要な資源は  東二重大事故等対応には影響しない。</u></p> <p><u>2. 2 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材  等による影響評価</u></p> <p><u>(1) 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性</u></p> <p><u>東二と同じ敷地内において、東海発電所では廃止措置作  業を行っている。東海発電所の廃止措置作業が東二重大事  故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第 1. 0. 16  -3 表に示す。</u></p>		<p>・記載表現の相違  【東海第二】  島根 2号炉は、技術的  能力 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「補足(13) 2号炉</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><u>(2) 作業環境による影響評価</u></p> <p><u>東海発電所の廃止措置作業に用いる資機材 (クレーン, ユニック車, トラック等) は, 基準地震動 S s 及び敷地遡上津波により容易に転倒しないように設置し, また, 資機材及び廃材 (鉄骨等) が荷崩れしないように固縛する。仮に, 基準地震動 S s により資機材及び廃材が転倒又荷崩れした場合でも, 屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅 5m を確保できる位置に配置する。特に, クレーンについては, 作業により一時的にアームを伸ばした状態で転倒した場合にアクセスルートとして必要な通行幅 5m を確保できない場合は, 複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを使用する。</u></p> <p><u>また, 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等は, 敷地遡上津波によるアクセスルートへの影響を回避するため, 資機材については, 使用時以外はアクセスルートからできるだけ離れた場所に保管し, 廃材もアクセスルートからできるだけ離れた場所に保管する。仮に, 資機材及び廃材が流出してアクセスルートへの限定的な影響が確認された場合には, 保有している重機 (ホイールローダ) を用いて資機材及び廃材等を撤去することでアクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>さらに, 東海発電所の廃止措置作業に用いる資機材は, 竜巻により容易に転倒しないように設置し, また, 資機材及び廃材等が荷崩れしないように固縛する。あるいは建屋内に収納又は敷地外から搬出する。仮に, 竜巻により資機材及び廃材が転倒又は荷崩れした場合は, 発生したガレキ等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため, 保有している重機 (ホイールローダ) を用いてガレキ等を撤去することで, アクセスルートを確保する。</u></p> <p><u>さらに, 竜巻の襲来が予想される場合には, 速やかに作業を中断するとともに, 建屋搬入口の閉止, クレーンのアームを降ろす, 資機材及び廃材については想定 (設計) 竜巻飛来物以外の物が飛来物とならないように固縛, ネット敷設等, 車両については退避, 固縛等の必要な措置を講じる。</u></p> <p><u>(3) 運用対策の実施</u></p> <p><u>東二重大事故等対応に影響を与えないためには, 上記</u></p>		<p>と同じ敷地内で実施する工事における資機材及び廃材等によるアクセスルートへの影響」にて記載</p> <p>・記載表現の相違 【東海第二】</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>3. (2)に記載した東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS 規程に基づき実施する。</p> <p>2. 3 その他</p> <p>東海発電所の廃止措置段階における工事等により、東海第二発電所の重大事故等対応に影響を及ぼさないために、東海発電所へ各運用に係る以下の観点で引継ぎ事項を整理した(添付5)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排気筒短尺化</li> <li>・竜巻飛来物管理</li> <li>・緊急時対策所</li> <li>・サービス建屋減築</li> <li>・車両退避管理</li> <li>・東海第二の敷地図変更</li> <li>・取水路・放水路の一部閉鎖</li> <li>・放射性廃棄物管理</li> </ul> <p>今後、東海発電所の廃止措置計画、保安規定に運用の基本方針を記載し、下部のQMS 規程に具体的な手順等を定め、運用管理を行っていく。また、東海第二発電所の設置変更許可の運用開始までに保安検査等により、引継ぎ事項の実施状況を報告する。</p> <p>3. 使用済燃料乾式貯蔵設備からの影響</p> <p>(1) 東二原子炉等との同時被災時の貯蔵設備への影響</p> <p>原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、貯蔵設備が同時に被災するような場合の影響として、貯蔵容器の安全機能(除熱機能、密封機能、遮蔽機能及び臨界防止機能)の喪失が考えられる。そこで、原子炉等との同時被災により貯蔵容器に影響を与えると考えられる自然現象等と、それらによる貯蔵容器への影響を第 1.0.16-4 表のとおり検討した。</p> <p>地震については、基準地震動 <math>S_s</math> による貯蔵建屋の損壊や貯蔵容器の転倒は発生せず、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。また、その他の自然現象(地震及び津波を除く)、外部人為事象、内部火災及び内</p>		<p>島根 2 号炉は、技術的能力 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「2. (6)島根原子力発電所 1 号炉の廃止措置の影響」にて記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ①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><u>部溢水が発生しても貯蔵容器の安全機能に影響はない。</u></p> <p><u>以上から、貯蔵容器に影響を与えられられる事象として、敷地遡上津波を想定した。</u></p> <p><u>敷地遡上津波による、浸水量評価結果を第 1.0.16-8 図に示す。解析の結果に余裕を考慮しても、給気口がある貯蔵建屋長壁面の最大浸水深は 4m であり、地上 4.6m の高さに設けられた給気口からは浸入しないものの、大物搬入口扉と床面の隙間等から貯蔵建屋内に浸入する可能性がある。また、貯蔵建屋への津波波力の作用、貯蔵建屋への漂流物の衝突の可能性はあるが、貯蔵建屋が損壊することはない(添付 6)。貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵建屋内の部材が漂流物となる可能性はあるが漂流物が貯蔵容器に衝突しても密封機能に影響はない(添付 7)。</u></p> <p><u>さらに、保守的に貯蔵容器の水没を仮定しても密封機能への影響はない(添付 8)。</u></p> <p><u>貯蔵建屋が健全で給排気口による空気の自然対流が確保されるため、貯蔵容器の安全機能のうち、除熱機能は確保される。貯蔵容器の形状が維持されるため、密封境界も遮蔽材も健全であり、密封機能及び遮蔽機能は確保される。貯蔵容器内部のバスケット(仕切板)の形状が維持されるため、臨界防止機能は確保される。</u></p> <p><u>上記の検討結果より、原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等によって貯蔵設備が同時に被災する場合においても、貯蔵容器の安全機能に影響がないことを確認した。</u></p> <p><u>以下に、このような状況が発生した場合でも、貯蔵設備が東二の原子炉等の重大事故等対応に影響を与えないことを確認する。</u></p> <p><u>(2) 貯蔵設備の想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性</u></p> <p><u>東二の原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響の検討結果を第 1.0.16-5 表に示す。</u></p> <p><u>(3) 作業環境による影響評価</u></p> <p><u>貯蔵建屋及び東二の原子炉等の重大事故等対処設備は第 1.0.16-1 図に示すとおり、敷地内に設置されている。こ</u></p>		<p>・設計方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>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><u>ここでは第 1. 0. 16-4 表に基づき、貯蔵設備が重大事故等対処設備に影響を与えるかを検討した。</u></p> <p><u>敷地遡上津波によって貯蔵設備が原子炉建屋に与える影響を評価した結果、敷地遡上津波によって貯蔵建屋部材が損壊し、外部への流出物が生じた場合でも、発生した流出物による影響はないことを確認した (添付 9) 。</u></p> <p><u>4. 評価結果</u></p> <p><u>上記 2. ~3. の評価及び対策により、東海発電所及び貯蔵設備が東二原子炉等と同時に被災しても、東二重大事故等の対応について影響を与えないことを確認した。</u></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: center;">第1.0.16-1表 東海発電所における想定事象と可能性のある影響</p> <table border="1" data-bbox="982 317 1679 1056"> <thead> <tr> <th colspan="2">影響評価項目</th> <th>想定事象</th> <th>可能性のある影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">作業環境</td> <td>物的影響</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所の建屋倒壊</li> <li>・敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外施設の流出</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・東海発電所の建屋の損壊により、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす。</li> <li>・東海発電所の建屋の損壊、原子炉圧力容器内及び各建屋に保管している黒鉛の流出により、屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>間接的影響</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所建屋内機器の損壊</li> </ul> </td> <td rowspan="2"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・損壊した建屋（がれき）及び原子炉圧力容器内の黒鉛の流出により、線量場が増加し、東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす。</li> <li>・高性能粒子フィルタの破損により捕捉された放射性物質（粉じん）の飛散によって、災害対策要員の被ばく量が著しく上昇し、東二重大事項等対応に影響を及ぼす。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td></td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等による東海発電所の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td></td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等による東海発電所の屋外タンク（水系、薬品系、油系）の損傷により発生する溢水、漏洩</li> </ul> </td> <td></td> </tr> <tr> <td>資源</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・東海発電所で発生する火災*</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内の黒鉛の燃焼及びその他施設の火災により、東二重大事故等対応に必要な資源（要員、資機材、水源、電源）が確保不可となる。</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table> <p>※：東海発電所は核燃料が全て搬出済みであるため、全交流動力電源喪失、使用済燃料冷却池スロッシング、使用済燃料冷却池崩壊熱除去機能喪失、使用済燃料冷却池漏洩、核燃料露出（高線量場発生）は想定事象に含めない。</p>	影響評価項目		想定事象	可能性のある影響	作業環境	物的影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所の建屋倒壊</li> <li>・敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外施設の流出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東海発電所の建屋の損壊により、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす。</li> <li>・東海発電所の建屋の損壊、原子炉圧力容器内及び各建屋に保管している黒鉛の流出により、屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。</li> </ul>	間接的影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所建屋内機器の損壊</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・損壊した建屋（がれき）及び原子炉圧力容器内の黒鉛の流出により、線量場が増加し、東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす。</li> <li>・高性能粒子フィルタの破損により捕捉された放射性物質（粉じん）の飛散によって、災害対策要員の被ばく量が著しく上昇し、東二重大事項等対応に影響を及ぼす。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等による東海発電所の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等による東海発電所の屋外タンク（水系、薬品系、油系）の損傷により発生する溢水、漏洩</li> </ul>		資源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東海発電所で発生する火災*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内の黒鉛の燃焼及びその他施設の火災により、東二重大事故等対応に必要な資源（要員、資機材、水源、電源）が確保不可となる。</li> </ul>		<p>・記載表現の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、「1.1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響」にて記載</p>
影響評価項目		想定事象	可能性のある影響																			
作業環境	物的影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所の建屋倒壊</li> <li>・敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外施設の流出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東海発電所の建屋の損壊により、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす。</li> <li>・東海発電所の建屋の損壊、原子炉圧力容器内及び各建屋に保管している黒鉛の流出により、屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。</li> </ul>																			
	間接的影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所建屋内機器の損壊</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・損壊した建屋（がれき）及び原子炉圧力容器内の黒鉛の流出により、線量場が増加し、東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす。</li> <li>・高性能粒子フィルタの破損により捕捉された放射性物質（粉じん）の飛散によって、災害対策要員の被ばく量が著しく上昇し、東二重大事項等対応に影響を及ぼす。</li> </ul>																			
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等による東海発電所の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災</li> </ul>																				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震等による東海発電所の屋外タンク（水系、薬品系、油系）の損傷により発生する溢水、漏洩</li> </ul>																					
資源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・東海発電所で発生する火災*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内の黒鉛の燃焼及びその他施設の火災により、東二重大事故等対応に必要な資源（要員、資機材、水源、電源）が確保不可となる。</li> </ul>																				

第1.0.16-2表 火災発生時の消火活動要員の動き

夜間及び休日 (平日勤務時間帯を除く)	所掌	活動場所	時系列					本部体制 の所属						
			現場 確認	119 通報	初動対応		自衛 消防 隊到着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制				
					自衛消 防隊出 動要請	初期 消火								
災害対策本部体制(39名) の要員	当直発電長 (通報連絡責任者)	1	東二	MCR	●	●	●	●	●	●	●	当直	当直	
	当直運転員 (連絡担当)	1	内部	MCR~ 火災現場	●		●							
	自衛消防 隊	自衛消防隊長 (技術系管理職)	1	東一 内部	火災現場									
		自衛消防副隊長 (管理職)	8	東二 内部	現場指揮 本部				消火 対応 ※5	●				消防班
		当直守衛員※1 (7名)	8	東二 内部・ 屋外	火災現場									消防班
	当直守衛員 (通報連絡責任者)	2	東一 内部	監視所	●	●								
当直守衛員 (連絡担当)	2	東一 内部・ 屋外	監視所~ 火災現場	●			●			対応 継続 ※6				
廃止措置 室消防隊	(不在)													

平日勤務時間帯	所掌	活動場所	時系列					本部体制 の所属						
			現場 確認	119 通報	初動対応		自衛 消防 隊到着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制				
					自衛消 防隊出 動要請	初期 消火								
災害対策本部体制(39名) の要員	当直発電長 (通報連絡責任者)	1	東二	MCR	●	●	●	●	●	●	●	当直	当直	
	当直運転員 (連絡担当)	1	内部	MCR~ 火災現場	●		●							
	自衛消防 隊	自衛消防隊長 (技術系管理職)	1	東一 内部	火災現場									
		自衛消防副隊長 (管理職)	8	東二 内部	現場指揮 本部				消火 対応 ※5	●				消防班
		当直守衛員※1 (7名)	8	東二 内部・ 屋外	火災現場									消防班
	当直守衛員 (通報連絡責任者)	2	屋外	監視所	●	●								
当直守衛員 (連絡担当)	2	屋外	監視所~ 火災現場	●			●			対応 継続 ※6				
上記要員 外	廃止措置 室消防隊 Gr マネージャー	1		本部	●	●	●							
	Gr 員	1	東一 内部	火災現場	●		●				対応 継続 ※7			

※1：自衛消防隊のうち当直守衛員(7名)は消防車操作の力量を有する  
 ※2：廃止措置室消防隊のうちGr員の要員数は変動する場合あり  
 ※3：東一：東海発電所のこと  
 ※4：当直発電長及び当直運転員は中央制御室にてプラント運転対応に移行  
 ※5：自衛消防隊長：火災現場で消火活動の指揮、自衛消防副隊長以下8名：火災現場等で消火対応  
 ※6：通報連絡責任者：監視所で連絡の指揮、連絡担当；他火災の連絡業務に備える  
 ※7：廃止措置室消防隊は東1の火災現場で消火対応実施

第1.0.16-3表 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等に関する想定事象と可能性のある影響

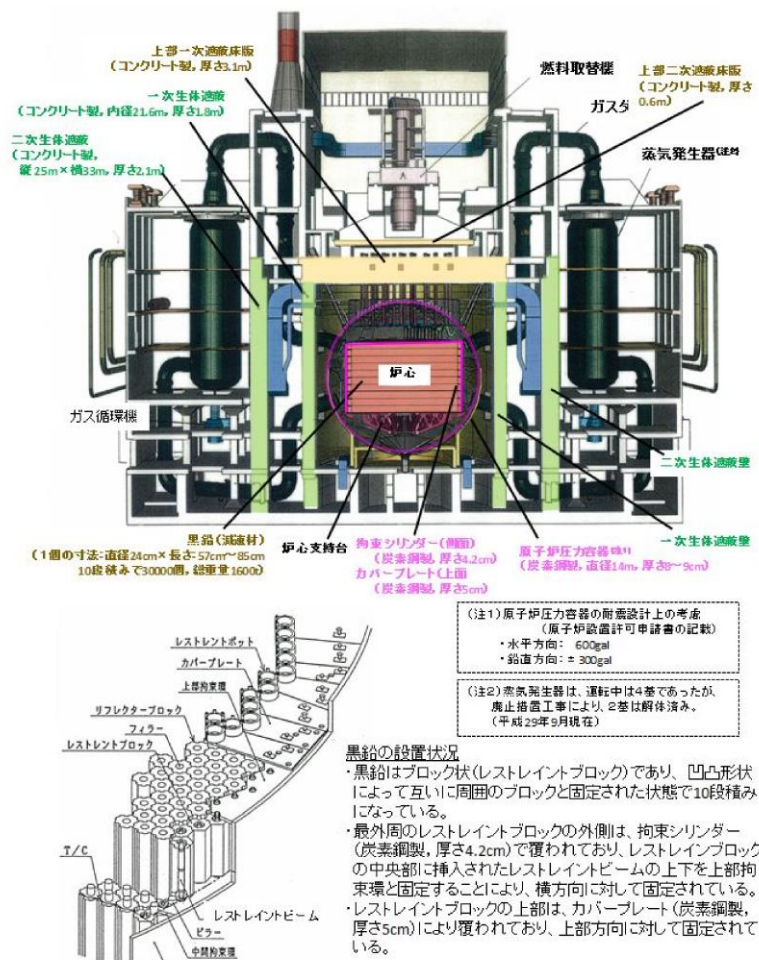
影響評価項目	想定事象	可能性のある影響
作業環境 物的影響 損壊 流出物	<ul style="list-style-type: none"> <li>基準地震動S<sub>s</sub>等による東海発電所廃止措置作業に用いる機材(クレーン等)の転倒又は資材・廃材(鉄骨等)の荷崩れ</li> <li>敷地に遡上する津波による東海発電所廃止措置作業に用いる機材(クレーン・廃材(鉄骨等))の流出</li> <li>竜巻による東海発電所廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等の転倒、荷崩れ、飛来</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。</li> </ul>

・記載表現の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、「第2図 1号炉における各作業と所要時間」にて記載

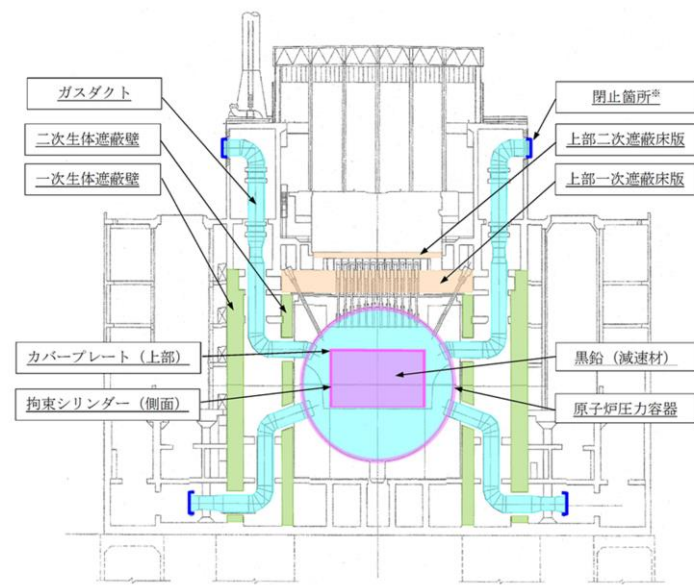
・記載表現の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、技術的能力1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて「補足(13) 2号炉と同じ敷地内で実施する工事における資機材及び廃材等によるアクセスルートへの影響」にて記載

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"><b>第 1.0.16-4 表 自然現象等による貯蔵容器への影響</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象又は外部人為事象等</th> <th>貯蔵容器への影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地震 (基準地震動 S<sub>3</sub>)</td> <td>・貯蔵建屋の損傷がなく、貯蔵容器の支持架台も健全であることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。</td> </tr> <tr> <td>津波 (敷地遡上津波)</td> <td>・津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋の損傷はないことを確認している(添付1)。 ・貯蔵建屋内の漂流物により貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している(添付2)。 ・貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵容器の密封機能に影響はないことを確認している(添付3)。</td> </tr> <tr> <td>自然現象 (地震及び津波を除く)</td> <td>・豪雨、暴風、森林火災、積雪、火山降灰等の自然現象により、送電線損傷による外部電源喪失、又は貯蔵容器及び監視設備水没のシナリオが考えられるが、貯蔵容器の安全機能は電源喪失に影響されないことから、貯蔵容器の安全機能への影響はない。</td> </tr> <tr> <td>外部人為事象</td> <td>・航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災等については、原子炉建屋から貯蔵建屋まで100m以上の離隔距離があることにより同時被災しないこと、また、立地的要因により設計上考慮する必要がないこと等から影響はない。</td> </tr> <tr> <td>内部火災</td> <td>・貯蔵建屋内において、電気室及び出入管理室の制御盤・電気盤、また、トレーラエリアと電気室・出入管理室の2階部に常時待機している天井クレーンの減速用の潤滑油が可燃物であり、火災発生の可能性がある。 ・しかし、火災区域であるキャスク貯蔵エリアは、電気室及び出入管理室とコンクリート壁で隔てられ、電気室・出入管理室(及び天井クレーン)から10m以上離隔距離があること、また、電気室の制御盤等の可燃物や天井クレーンの潤滑油が発火したとしても火災継続時間は短く、さらに、貯蔵容器自体は不燃材で構成されていることから、火災により貯蔵容器の安全機能への影響はない。</td> </tr> <tr> <td>内部溢水</td> <td>・貯蔵容器は自然冷却により使用済燃料の崩壊熱を除去しており、内部溢水により電源喪失が生じても除熱機能に影響はない。また、貯蔵容器が水没しても、津波の影響評価に包絡され貯蔵容器の密封機能に影響を与えない。</td> </tr> </tbody> </table>	自然現象又は外部人為事象等	貯蔵容器への影響	地震 (基準地震動 S <sub>3</sub> )	・貯蔵建屋の損傷がなく、貯蔵容器の支持架台も健全であることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。	津波 (敷地遡上津波)	・津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋の損傷はないことを確認している(添付1)。 ・貯蔵建屋内の漂流物により貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している(添付2)。 ・貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵容器の密封機能に影響はないことを確認している(添付3)。	自然現象 (地震及び津波を除く)	・豪雨、暴風、森林火災、積雪、火山降灰等の自然現象により、送電線損傷による外部電源喪失、又は貯蔵容器及び監視設備水没のシナリオが考えられるが、貯蔵容器の安全機能は電源喪失に影響されないことから、貯蔵容器の安全機能への影響はない。	外部人為事象	・航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災等については、原子炉建屋から貯蔵建屋まで100m以上の離隔距離があることにより同時被災しないこと、また、立地的要因により設計上考慮する必要がないこと等から影響はない。	内部火災	・貯蔵建屋内において、電気室及び出入管理室の制御盤・電気盤、また、トレーラエリアと電気室・出入管理室の2階部に常時待機している天井クレーンの減速用の潤滑油が可燃物であり、火災発生の可能性がある。 ・しかし、火災区域であるキャスク貯蔵エリアは、電気室及び出入管理室とコンクリート壁で隔てられ、電気室・出入管理室(及び天井クレーン)から10m以上離隔距離があること、また、電気室の制御盤等の可燃物や天井クレーンの潤滑油が発火したとしても火災継続時間は短く、さらに、貯蔵容器自体は不燃材で構成されていることから、火災により貯蔵容器の安全機能への影響はない。	内部溢水	・貯蔵容器は自然冷却により使用済燃料の崩壊熱を除去しており、内部溢水により電源喪失が生じても除熱機能に影響はない。また、貯蔵容器が水没しても、津波の影響評価に包絡され貯蔵容器の密封機能に影響を与えない。		<p>・設備の相違 【東海第二】 ①の相違</p>
自然現象又は外部人為事象等	貯蔵容器への影響																
地震 (基準地震動 S <sub>3</sub> )	・貯蔵建屋の損傷がなく、貯蔵容器の支持架台も健全であることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。																
津波 (敷地遡上津波)	・津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋の損傷はないことを確認している(添付1)。 ・貯蔵建屋内の漂流物により貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している(添付2)。 ・貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵容器の密封機能に影響はないことを確認している(添付3)。																
自然現象 (地震及び津波を除く)	・豪雨、暴風、森林火災、積雪、火山降灰等の自然現象により、送電線損傷による外部電源喪失、又は貯蔵容器及び監視設備水没のシナリオが考えられるが、貯蔵容器の安全機能は電源喪失に影響されないことから、貯蔵容器の安全機能への影響はない。																
外部人為事象	・航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災等については、原子炉建屋から貯蔵建屋まで100m以上の離隔距離があることにより同時被災しないこと、また、立地的要因により設計上考慮する必要がないこと等から影響はない。																
内部火災	・貯蔵建屋内において、電気室及び出入管理室の制御盤・電気盤、また、トレーラエリアと電気室・出入管理室の2階部に常時待機している天井クレーンの減速用の潤滑油が可燃物であり、火災発生の可能性がある。 ・しかし、火災区域であるキャスク貯蔵エリアは、電気室及び出入管理室とコンクリート壁で隔てられ、電気室・出入管理室(及び天井クレーン)から10m以上離隔距離があること、また、電気室の制御盤等の可燃物や天井クレーンの潤滑油が発火したとしても火災継続時間は短く、さらに、貯蔵容器自体は不燃材で構成されていることから、火災により貯蔵容器の安全機能への影響はない。																
内部溢水	・貯蔵容器は自然冷却により使用済燃料の崩壊熱を除去しており、内部溢水により電源喪失が生じても除熱機能に影響はない。また、貯蔵容器が水没しても、津波の影響評価に包絡され貯蔵容器の密封機能に影響を与えない。																
	<p align="center"><b>第 1.0.16-5 表 原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">影響評価項目</th> <th>想定事象</th> <th>想定される影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>作業環境</td> <td>物的影響</td> <td>損壊、貯蔵建屋外部への流出</td> <td>敷地遡上津波による貯蔵建屋の大物搬入口扉、遮蔽扉及びガラリ等の流出</td> <td>重大事故等対処設備の損傷</td> </tr> </tbody> </table>	影響評価項目			想定事象	想定される影響	作業環境	物的影響	損壊、貯蔵建屋外部への流出	敷地遡上津波による貯蔵建屋の大物搬入口扉、遮蔽扉及びガラリ等の流出	重大事故等対処設備の損傷		<p>・設備設計の相違 【東海第二】 ②の相違</p>				
影響評価項目			想定事象	想定される影響													
作業環境	物的影響	損壊、貯蔵建屋外部への流出	敷地遡上津波による貯蔵建屋の大物搬入口扉、遮蔽扉及びガラリ等の流出	重大事故等対処設備の損傷													

・設備の相違  
【東海第二】  
③の相違



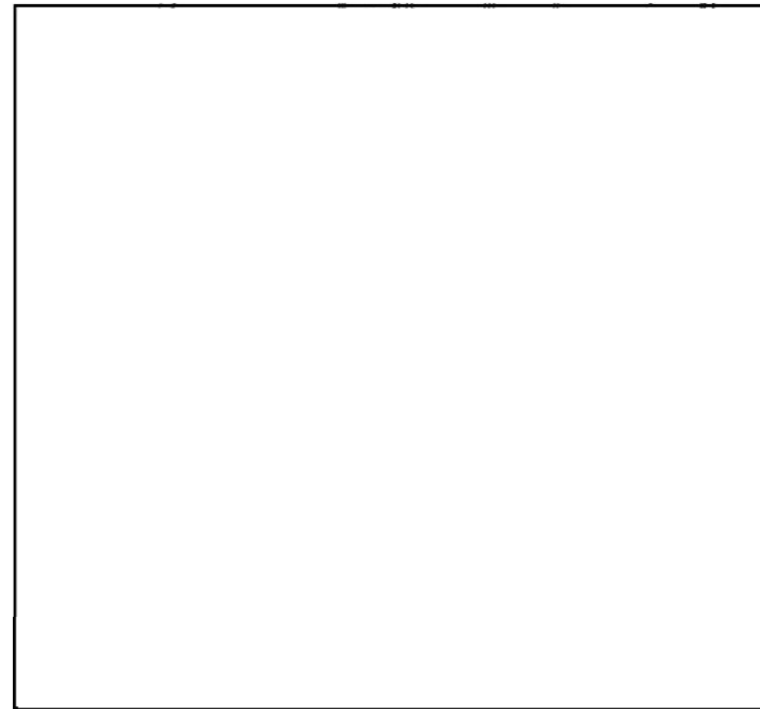
第 1.0.16-2 図 東海発電所の構造及び黒鉛(減速材)の設置状況



原子炉の隔離状態(水色の範囲)  
原子炉及び一次系配管(ガスダクト)は、蒸気発生器の手前(8か所)で閉止されている。

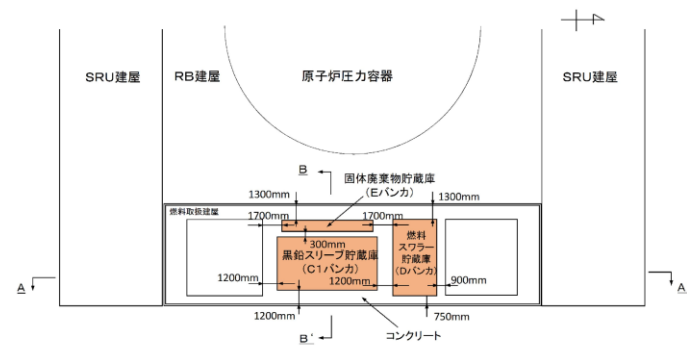
第 1.0.16-3 図 東海発電所 原子炉の隔離状況



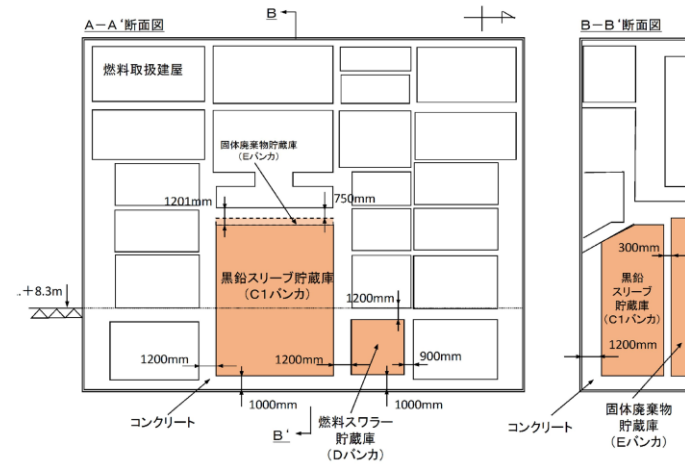


第 1.0.16-4 図 東海発電所 各建屋とバンカの位置関係

建屋平面図



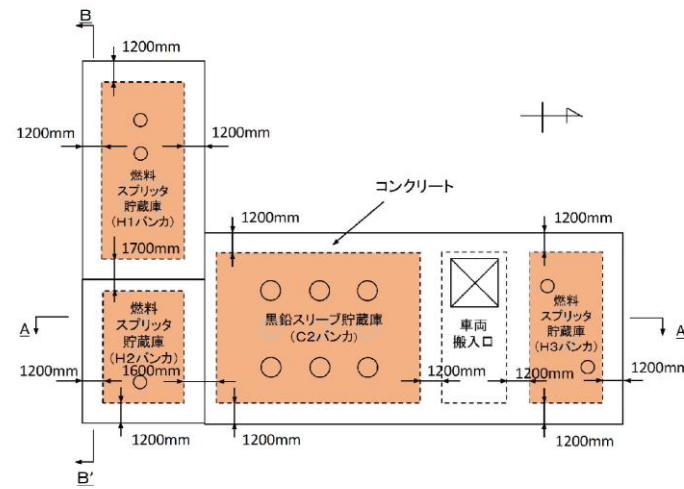
建屋断面図



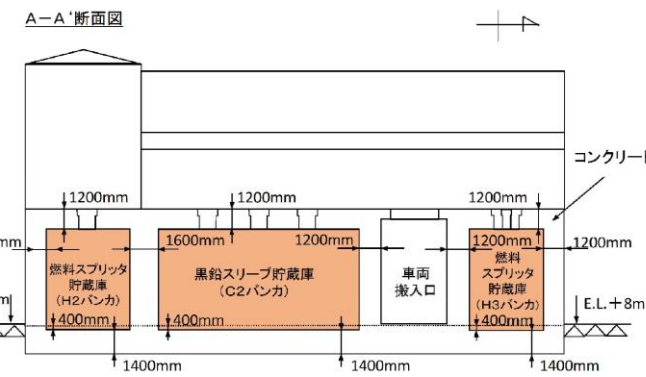
第 1.0.16-5 図 東海発電所 燃料取扱建屋の各バンカの位置関係

・設備の相違  
【東海第二】  
①の相違

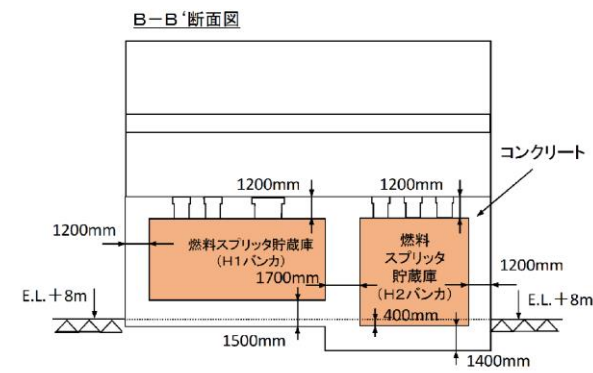
建屋平面図



建屋断面図 (南北)



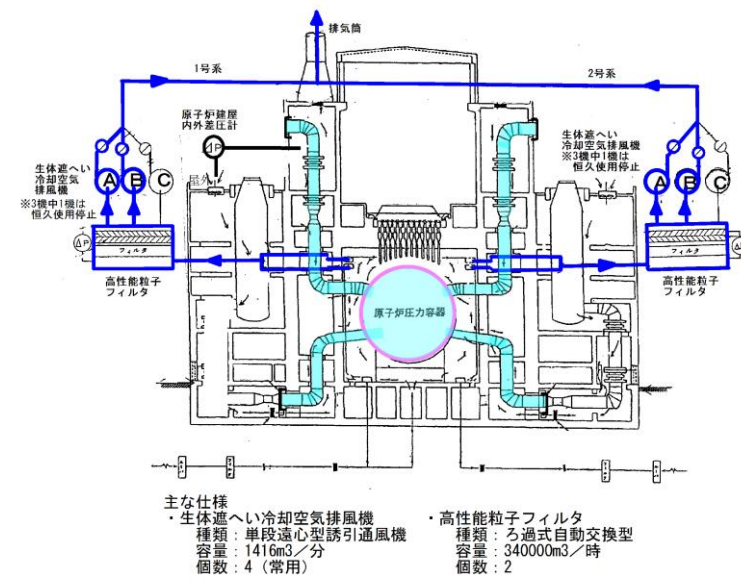
建屋断面図 (東西)



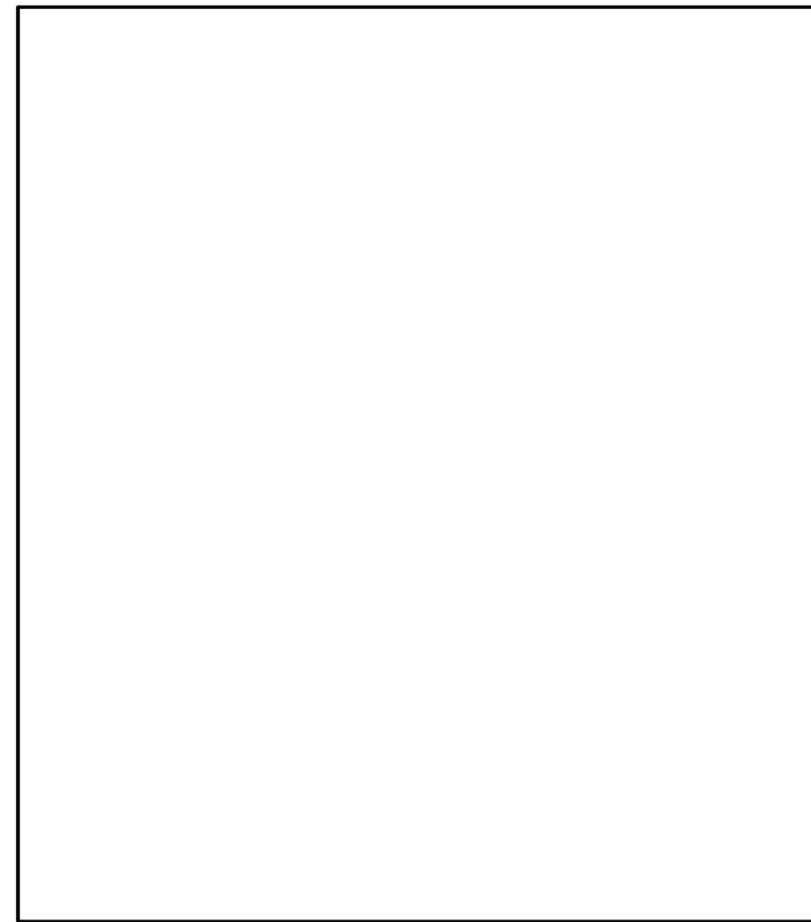
第 1.0.16-6 図 東海発電所 使用済燃料貯蔵池建屋の各バンカの位置関係

・設備の相違  
【東海第二】  
①の相違





第 1.0.16-7 図 東海発電所 生体遮へい空気冷却系



第 1.0.16-8 図 敷地遡上津波のシミュレーション結果  
(最大浸水深分布)

・設備の相違  
【東海第二】  
③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 style="text-align: right;">添付 1</p> <p><u>東海第二発電所の重大事故等対応に線量上影響する可能性がある東海発電所の発生事象に関する法令上の整理について</u></p> <p>1. 概要</p> <p><u>東海発電所は、1998年3月に運転停止し、当時の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）上の廃止措置作業の着手要件であった全ての核燃料(16,000本)を搬出した後、2006年6月に廃止措置計画の認可を取得し、同年12月から原子炉等規制法に基づいて廃止措置作業を行っているところである。</u></p> <p><u>本資料（技術的能力1.0.16）は、東二の重大事故等の発生時に、廃止措置中の東海発電所で同時発生する（可能性がある）場合に、東二重大事故等対応への影響について評価したものである。</u></p> <p><u>本章では、この評価に先立って、東海第二発電所の重大事故等に影響する可能性がある東海発電所の発生事象に係わる法令上の整理をした。</u></p> <p>2. 東海発電所に係る法令の整理</p> <p><u>東海発電所では、前述のとおり「原子炉等規制法」に基づく廃止措置計画に基づき、廃止措置作業を実施している。</u></p> <p><u>一方、「原子力災害対策特別措置法」及び「原子炉災害対策特別措置法施行令」では、国民の生命及び財産の保護の観点から、これに影響する又は影響する可能性がある事象が発生した場合には、事業者の通報が要求されている。更に、「原子力災害対策指針」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」では、原子炉の状況に応じた通報すべき事象が定められており、東海発電所では事業者敷地外への放射性物質の放出又は放出の可能性のある事象が発生した場合には通報することが要求されている。具体的には、敷地境界の線量場（5μSv/h）が基準となる。</u></p> <p>3. 東二重大事故等対応への線量影響に関する考え方</p> <p><u>東海発電所では、全ての核燃料が搬出されているため、東二とは異なり、敷地外（周辺監視区域）に線量影響を生じる</u></p>		<p>・廃止措置計画における評価内容の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></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><u>ような重大な事故が発生する可能性はない。</u></p> <p><u>しかし、廃止措置中の東海発電所における事故により敷地境界に線量影響を生じる可能性として、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）では、最も放射性物質が建屋外に放出される事象として、「高性能粒子フィルタの損壊」を抽出し、この時に排気筒から放出された全放射性物質が敷地境界（1 か所）に短時間に移行するという保守的な条件に基づく当該場所での被ばく量（算出結果：8 μSv/h）より、この事象が通報対象事象（特定事象）となる可能性があることが記載されている。</u></p> <p><u>これを踏まえて、本資料では、東二重大事故等対応における東海発電所で発生した事故による線量影響を評価するにあたって、対象とする東海発電所の事故として、上記事象を含む、東海発電所から多くの放射性物質が放出されると考えられる以下の事象を選定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>・高性能粒子フィルタの損壊（添付 4）</u></li> <li><u>・黒鉛の放出（添付 2）</u></li> <li><u>・黒鉛の火災（添付 3）</u></li> </ul> <p><u>東二重大事故等対応は敷地内（東二の建屋内、建屋外のアクセスルート等）で行うことから、各事象における、黒鉛等を貯蔵・保管する東海発電所の原子炉建屋及び各建屋から最も近いアクセスルートの場所における被ばく量を算出した。</u></p> <p><u>なお、被ばく量の算出にあたっては、東海発電所の原子炉建屋及び各建屋が損壊すること等を前提とした保守的な条件を設定した。（詳細な算出条件については各添付を参照）</u></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;">添付 2</p> <p style="text-align: center;"><u>東海発電所の各建屋の損壊時における黒鉛等による線量影響について</u></p> <p>1. 概要</p> <p><u>廃止措置中の東海発電所では、原子炉内構造物の解体は未着手であり、また、黒鉛が原子炉建屋、燃料取扱建屋（以下「FHB 建屋」という。）及び使用済燃料取扱建屋（以下「CCP 建屋」という。）に保管されている。原子炉建屋内に保管されている黒鉛は原子炉圧力容器内において拘束シリンダー及びカバープレートにより固定されており、原子炉圧力容器の外側には、一次生体遮蔽、二次生体遮蔽及び原子炉建屋の多数の壁に覆われている。また、FHB 建屋内及び CCP 建屋内に保管されている黒鉛は、いずれの黒鉛についても 1,200mm 厚以上（地上域）の鉄筋コンクリート壁による密閉型のバンカ内に保管されている。</u></p> <p><u>このため、基準地震動 S s、基準津波及び敷地に遡上する津波を含む大規模な自然災害によって東海発電所の原子炉建屋等が損壊しても、原子炉内構造物及び黒鉛が原子炉建屋外に流出することはないと考えられる。</u></p> <p><u>また、添付 3 に示すとおり、黒鉛は着火せず、仮に、着火しても燃焼の持続性がないため、燃焼による黒鉛の飛散は生じない。</u></p> <p><u>しかし、原子炉建屋と原子炉容器の損壊、各建屋の損壊の場所及び程度によっては、東海発電所の原子炉建屋外に線量影響を及ぼす可能性があることから、以下に、放射エネルギーが多い黒鉛による線量影響（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量率）を算出し、東二の重大事故等対応への影響について検討した。</u></p> <p><u>また、各建屋には、黒鉛（燃料）の付属品、L1 及び L2 相当の放射性廃棄物が保管されていることから、併せて線量影響を算出し、東二重大事故等対応への影響について検討した。</u></p> <p>2. 線量率の計算条件</p> <p><u>直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の共通の計算条件を以下に示す。</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>③の相違</p>

(1) 線源

原子炉建屋, FHB 建屋及び CCP 建屋における黒鉛を含む放射性廃棄物の保管については, 東海発電所廃止措置認可申請書に記載している。これに保管場所の構造, 保管状況及びアクセスルートからの距離を併せて整理したものを表 1 に示す。

表 1 各建屋における黒鉛等の保管状況

建屋・保管場所	保管量 (概算, ton) ( )は黒鉛量	保管場所の構造, 保管状態	アクセスルートからの距離 <sup>※2</sup>
原子炉建屋	約 1,600 (約 1,600)	・原子炉圧力容器内に保管 ・黒鉛ブロックが拘束スリーブ及びカバープレートで円柱状に固定されている。 ・原子炉圧力容器内に可燃物はない。	100m
燃料取扱建屋 (FHB)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ)	・1,200mm 厚さ (全域) の密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ・ピットの一部は地面高さ (T.P.+8m) より低いレベルに位置する。 ・常時建屋換気を実施しており, 建屋内を負圧に管理している。 ・破砕した黒鉛 (黒鉛スリーブを破砕したもの) を直接に保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	88m
	燃料スワロー貯蔵庫 (D バンカ)	・750mm 厚さ以上の密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ・ピットは地面高さ (T.P.+8m) より低いレベルに位置する。 ・常時建屋換気を実施しており, 建屋内を負圧に管理している。 ・細断した制御棒, スプリッタ, FE <sup>※1</sup> グラブ及び FE ホースを保管 ・燃料スワロー貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	76m

燃料取扱建屋 (FHB)	固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ)	約 20 (0)	・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ) に隣接 ・300mm 厚さ以上の密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ・常時建屋換気を実施しており, 建屋内を負圧に管理している。 ・ピットの一部は地面高さ (T.P.+8m) より低いレベルに位置する。 ・細断した制御棒, スプリッタ, FE グラブ及び FE ホースを保管 ・固体廃棄物貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	88a
使用済燃料貯蔵池建屋 (CCP)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ)	約 288 (約 283)	・1200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管している。 ・ピット内には換気設備があり, ピット内を負圧に管理している。 ・ピットは地面高さ (T.P.+8m) より高いレベルに位置する。 ・破砕した黒鉛 (黒鉛スリーブを破砕したもの) を袋に小分け (最大約 400kg) にして保管 ・細断したシース, サポートビーム, シェアピンを保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	35m
	燃料スプリッタ貯蔵庫 (H1 バンカ)	約 90 (0)	・1,200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管している。 ・ピット内には換気設備があり, ピット内を負圧に管理している。(ピット内換気設備あり) ・ピットは地面高さ (T.P.+8m) より高いレベルに位置する。 ・細断したスプリッタ等を保管 ・燃料スプリッタ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	46a
	燃料スプリッタ貯蔵庫 (H2 バンカ)	約 28 (0)	・1,200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管している。 ・ピット内には換気設備があり, ピット内を負圧に管理している。 ・ピットは地面高さ (T.P.+8m) より高いレベルに位置する。 ・細断したスプリッタ等を保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	46a
	燃料スプリッタ貯蔵庫 (H3 バンカ)	約 25 (0)	・1,200mm 厚さの密閉型鉄筋コンクリートピット内に保管 ・ピット内には換気設備があり, ピット内を負圧に管理している。 ・ピットは地面高さ (T.P.+8m) より高いレベルに位置する。 ・細断したスプリッタ等を保管 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 (バンカ上部) 及びバンカ内に可燃物はない。	23a

※1 Fuel Element のこと。  
※2 表中の数字は概算値に用いた値。実際の距離よりも短い。(保守的評価のため)

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><u>表 1 に示す黒鉛の線源核種及び放射能は、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）の記載値のうち、ガンマ線放出核種として表 2 に示す核種を用いた。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表 2 黒鉛の線源核種及び放射能</u></p> <table border="1" data-bbox="1047 453 1599 758"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>放射能 (Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Mn54</td> <td>8. 1E+7</td> </tr> <tr> <td>Co60</td> <td>3. 1E+13</td> </tr> <tr> <td>I129</td> <td>2. 2E+4</td> </tr> <tr> <td>Cs134</td> <td>4. 0E+9</td> </tr> <tr> <td>Cs137</td> <td>3. 8E+10</td> </tr> <tr> <td>Eu152</td> <td>8. 2E+7</td> </tr> <tr> <td>Eu154</td> <td>2. 3E+11</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>また、表 1 に示す燃料付属品及びその他の放射性廃棄物の線源核種及び放射能は、各保管物の物性値を用いて放射化した場合の放射エネルギーを算出した結果（東海発電所廃止措置計画認可申請書に記載あり）のうち、ガンマ線放出核種を用いた。</u></p> <p><u>(2) 線源と評価点の位置関係</u></p> <p><u>黒鉛及び放射性廃棄物（線源）、ガンマ線の飛程、及び線量率を算出する評価点の関係を図 1 に示す。</u></p> <p><u>原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛及び使用済燃料貯蔵池建屋内の各バンカに保管されている黒鉛及び放射性廃棄物は、保管場所によって地上面からの高さが異なる（例：原子炉容器内の黒鉛は実際には地上 6m 程度の高さに保管されている）が、保守的に、評価点（地上 1m 高さ）と同じ高さにあるものとした。</u></p> <p><u>原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛、使用済燃料取扱建屋の各バンカに保管されている黒鉛及び放射性廃棄物は、保管状態の中心部からガンマ線が放出されるとした。</u></p> <p><u>また、燃料取扱建屋の各バンカは地面高さ（T.P.+8m）より低いレベルにあるため、直接線は評価点に最も近い面から地中に放出されることとし、スカイシャイン線はバンカ中央上部から放出されることとした。（評価点までの距離が短くなり保守的評価となる。）</u></p> <p><u>原子炉圧力容器内に保管されている黒鉛については、原子炉容器、一次及び二次生体遮蔽並びに原子炉建屋が全て</u></p>	核種	放射能 (Bq)	Mn54	8. 1E+7	Co60	3. 1E+13	I129	2. 2E+4	Cs134	4. 0E+9	Cs137	3. 8E+10	Eu152	8. 2E+7	Eu154	2. 3E+11		
核種	放射能 (Bq)																		
Mn54	8. 1E+7																		
Co60	3. 1E+13																		
I129	2. 2E+4																		
Cs134	4. 0E+9																		
Cs137	3. 8E+10																		
Eu152	8. 2E+7																		
Eu154	2. 3E+11																		

損壊するという保守的な条件において、また、各建屋に保管される黒鉛、燃料付属品及びその他の放射性廃棄物については、コンクリート製の各バンカ及び建屋が損壊するという保守的な条件において、各建屋から最も近いアクセスルートまでの距離を保守的に設定し、評価点とした。

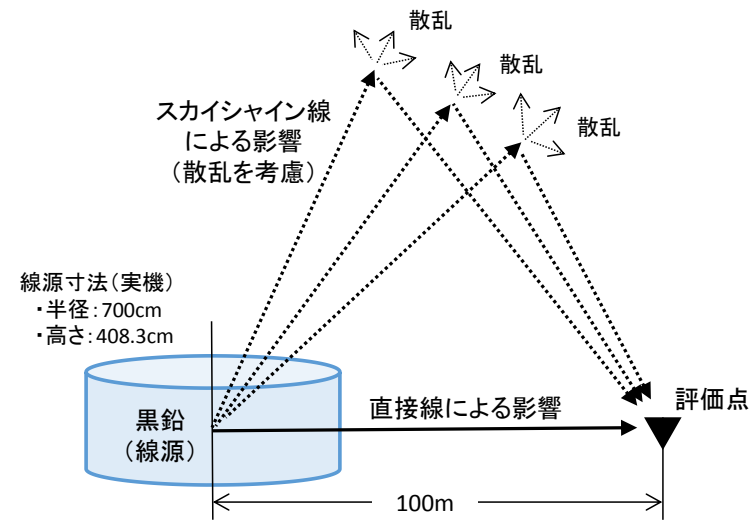


図1 黒鉛 (線源) と評価点の位置関係  
(原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛による線量評価モデルの例)

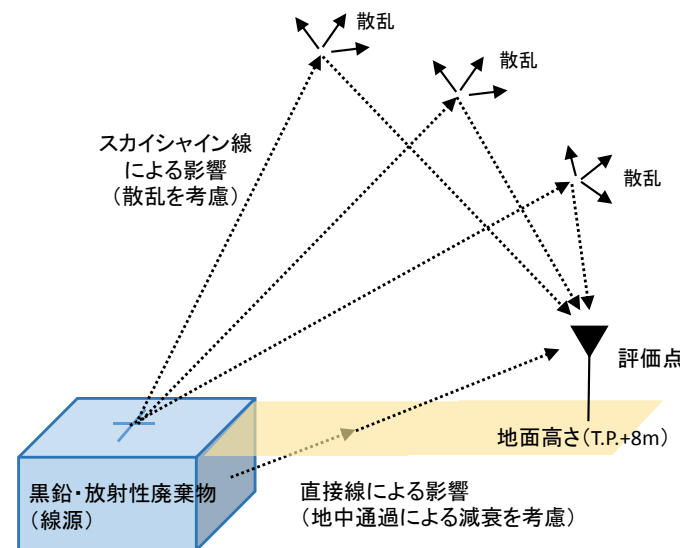


図2 黒鉛及び放射性固体廃棄物と評価点の位置関係  
(燃料取扱建屋のピットに保管されている黒鉛及び放射性廃棄物による線量評価の例)



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) 計算コード</p> <p><u>直接線による線量率は「3次元遮蔽計算プログラム Pre/GAM-D」を用いて計算した。また、スカイシャイン線による線量率は「散乱ガンマ線計算プログラム Pre/GAM-S」を用いて計算した。</u></p> <p>3. 結論 (線量率の算出結果)</p> <p><u>上記2. に示した保守的な条件における各建屋の損壊時における各アクセスルートの最短箇所における線量率の算出結果を表3に示す。いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼすものではない。</u></p> <p><u>表3 各建屋等が損壊した場合の黒鉛及び放射性廃棄物によるアクセスルートへの線量影響</u></p> <table border="1" data-bbox="958 871 1685 1417"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">建屋・保管場所</th> <th colspan="2">線量率 (評価結果)</th> </tr> <tr> <th>直接線による影響 (mSv/h)</th> <th>スカイシャイン線による影響 (mSv/h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋</td> <td>原子炉</td> <td>0.02</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">燃料取扱建屋 (FHB)</td> <td>黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ)</td> <td rowspan="3">&lt;0.01<sup>※3</sup></td> <td rowspan="3">0.01<sup>※3</sup></td> </tr> <tr> <td>燃料スワロー貯蔵庫 (D バンカ)</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">使用済燃料貯蔵池建屋 (CCP)</td> <td>黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ)</td> <td rowspan="4">&lt;0.01<sup>※4</sup></td> <td rowspan="4">&lt;0.01<sup>※4</sup></td> </tr> <tr> <td>黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H1 バンカ)</td> </tr> <tr> <td>黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H2 バンカ)</td> </tr> <tr> <td>黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H3 バンカ)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3 線量の算出にあたっては、燃料取扱建屋の壁が損壊して3つのバンカに保管してある黒鉛及び放射性廃棄物がアクセスルート上の1箇所(燃料取扱建屋から最も近い場所)に同時に線量影響を及ぼすという保守的な条件で算出した。</p> <p>※4 線量の算出にあたっては、使用済燃料貯蔵池建屋の壁が損壊して4つのバンカに保管してある黒鉛及び放射性廃棄物がアクセスルート上の1箇所(使用済燃料貯蔵池建屋から最も近い場所)に同時に線量影響を及ぼすという保守的な条件で算出した。</p>	建屋・保管場所		線量率 (評価結果)		直接線による影響 (mSv/h)	スカイシャイン線による影響 (mSv/h)	原子炉建屋	原子炉	0.02	0.005	燃料取扱建屋 (FHB)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ)	<0.01 <sup>※3</sup>	0.01 <sup>※3</sup>	燃料スワロー貯蔵庫 (D バンカ)	固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ)	使用済燃料貯蔵池建屋 (CCP)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ)	<0.01 <sup>※4</sup>	<0.01 <sup>※4</sup>	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H1 バンカ)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H2 バンカ)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H3 バンカ)		
建屋・保管場所				線量率 (評価結果)																						
		直接線による影響 (mSv/h)	スカイシャイン線による影響 (mSv/h)																							
原子炉建屋	原子炉	0.02	0.005																							
燃料取扱建屋 (FHB)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ)	<0.01 <sup>※3</sup>	0.01 <sup>※3</sup>																							
	燃料スワロー貯蔵庫 (D バンカ)																									
	固体廃棄物貯蔵庫 (E バンカ)																									
使用済燃料貯蔵池建屋 (CCP)	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ)	<0.01 <sup>※4</sup>	<0.01 <sup>※4</sup>																							
	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H1 バンカ)																									
	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H2 バンカ)																									
	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (H3 バンカ)																									

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 3</p> <p style="text-align: center;"><u>東海発電所に貯蔵中の黒鉛の火災による 東二重大事故等対応への影響について</u></p> <p>1. 概要</p> <p><u>東海発電所の原子炉容器内部には、炉心を構成する黒鉛 (30,000 体、総重量約 1,600t) が貯蔵されている。また、FHB 建屋 (黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C1 バンカ)、総量約 532t) 及び CCP 建屋 (黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C2 バンカ)、総量約 283t) にも黒鉛が保管されている。仮に、黒鉛が大規模な火災によって放射性物質を大気中に放出すると、東二の重大事故等対応への影響が懸念される。</u></p> <p><u>黒鉛の燃焼性に関しては、財団法人 原子力発電技術機構による研究「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書」(平成 11 年度)において、黒鉛 (ブロック状) が火災や金属ドロス<sup>*1</sup>等によって黒鉛が局部的に加熱されて燃焼し大規模な火災に至る可能性の有無、また、粉じん状の黒鉛による粉じん爆発の発生の可能性について検討されている。本研究結果を踏まえて、黒鉛の燃焼性の観点から、東二重大事故等対応への影響について考察した。</u></p> <p><u>※1 金属の熱加工時に、溶けた材料が溶融物となって付着したもの。金属の溶融物であるため、発生時は約 1,200℃と考えられる。</u></p> <p>2. 黒鉛の燃焼性に関する検討</p> <p><u>以下に、財団法人 原子力発電技術機構による黒鉛の燃焼性に関する研究結果の概要を示す。</u></p> <p><u>(1) 黒鉛の燃焼が持続する条件 (Schweitzer の条件)</u></p> <p><u>大規模な黒鉛火災が発生するには、黒鉛の燃焼が持続することが必要である。黒煙の燃焼が持続するためには、下記の①～⑤の全ての条件を満たすことが必要である。</u></p> <p>① <u>黒鉛が 650℃以上に加熱されること。</u></p> <p>② <u>黒鉛自体の燃焼熱又は外部の熱源により 650℃以上が維持されること。</u></p> <p>③ <u>燃焼に必要な酸素 (空気) が供給されること。</u></p> <p>④ <u>黒鉛表面を過冷却 (650℃以下となる) することなく、</u></p>		<p>・設備の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>③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><u>燃焼生成物を除去可能なガス流量が確保されていること。</u></p> <p>⑤ <u>酸素と黒鉛の配置が燃焼に適したものであること。</u></p> <p>(2) <u>黒鉛の燃焼試験</u></p> <p><u>黒鉛の着火及び燃焼の持続に必要な条件を調査するため、各状態を想定した以下の試験が実施されている。</u></p> <p>a. <u>直接加熱試験</u></p> <p><u>廃止措置工事等の工事作業による黒鉛の着火及び燃焼の持続性への影響を調査するため、鋼材溶断に用いるプラズマトーチ（火炎温度：約 5,000℃～約 10,000℃）を黒鉛に直接あてて、黒鉛の燃焼性を調査した。また、金属ドロスを黒鉛に滴下させ同様に燃焼性を調査した。</u></p> <p><u>試験の結果、プラズマトーチによる過熱により黒鉛は白色発光するものの、着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。また、黒鉛は、ドロスの滴下によって過熱して赤色化することもなく、着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。</u></p> <p>b. <u>間接加熱試験</u></p> <p><u>原子炉容器内の火災による黒鉛の着火及び燃焼の持続性への影響を調査するため、原子炉容器の鋼材への影響が想定される雰囲気温度が約 1,500℃である場合の黒鉛の燃焼性について調査を実施した。</u></p> <p><u>調査の結果、雰囲気が約 1,500℃であっても、黒鉛の着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。</u></p> <p>3. <u>黒鉛の粉じん爆発の発生可能性に関する検討</u></p> <p><u>以下に、財団法人 原子力発電技術機構による黒鉛の粉じん爆発の発生に関する研究結果の概要を示す。</u></p> <p>(1) <u>粉じん爆発が発生する条件 (Fieldの条件)</u></p> <p><u>一般に粉じん爆発とは以下の過程で事象が進展する。</u></p> <p>(i) <u>粉じん粒子に熱エネルギーが与えられ、表面温度が上昇する。</u></p> <p>(ii) <u>粒子表面の分子が熱分解あるいは乾留作用を起こし、可燃性気体となって粒子の周囲に放出される。</u></p> <p>(iii) <u>放出された気体が空気と混合して爆発性混合気を生成し、着火して火炎を発生する。</u></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>(iv) <u>発生した火炎により生じた熱により、さらに他の粉じんの分解を促進し、次々に可燃性気体が粒子の周囲に放出され、着火伝播する。</u></p> <p><u>上記の事象の進展を踏まえて、粉じん爆発が発生するには、下記の a)～g)の全ての条件を満たすことが必要であるとされている。(Field の条件)</u></p> <p>a) <u>粉じんが可燃性であること。</u></p> <p>b) <u>粉じんが浮遊していること。</u></p> <p>c) <u>粉じん粒径は火炎伝播に適切な大きさであること。</u></p> <p>d) <u>粉じん濃度が爆発範囲内であること。(高過ぎ低過ぎでは発生しない)</u></p> <p>e) <u>着火に十分なエネルギーの点火源が浮遊粉じんと接していること。</u></p> <p>f) <u>雰囲気には十分な酸素を含むこと。</u></p> <p>g) <u>破壊的な爆発では、粉じんは密閉した空間に存在していること。</u></p> <p>(2) <u>粉じん状黒鉛の爆発試験</u></p> <p><u>廃止措置工事時における黒鉛取出し時または切断、破碎時に発生する粉じん黒鉛の爆発発生の可能性の有無について、以下の2つの試験が実施されている。なお、Field 条件の c) より、火炎伝播の観点からは、粉じん状黒鉛の粒径が小さいほど爆発が発生しやすいとされている。廃止措置工事で黒鉛を切断した際には、粉じん状黒鉛の粒径は 300 μm 程度以下と考えられるが、以下の2つの試験では、保守的に、爆発発生しやすいと考えられる最も粒径が小さい粉じん状黒鉛 (25 μm 以下) を用いて行われている。</u></p> <p>a. <u>最低着火エネルギーの測定</u></p> <p><u>密閉環境における、粉じん状黒鉛が着火するために必要なエネルギーを実験により確認した。試験では、球形粉じん爆発容器内に投入した粉じん状黒鉛に、電氣的に着火エネルギーを与えて、粉じん爆発の発生有無について確認した。</u></p> <p><u>試験の結果、粉じん状黒鉛の最小着火エネルギーは 1kJ ～2kJ であった。一般に 10 J で爆発しないものを非爆発性とすることから、本試験の結果より、黒鉛は非常に大きな着火エネルギーを与えない限り爆発しないと評価される。なお、静電気や電気火花等の単発的な着火源は 10 J 未満で</u></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><u>あることから、環境による偶発的な着火はないと考えられる。</u></p> <p><u>b. 最低着火酸素濃度の測定</u></p> <p><u>密閉環境における、粉じん状黒鉛が着火するために必要な酸素濃度を実験により確認した。試験では、ハートマン式装置<sup>*2</sup>を用いて、粉じん状黒鉛を入れた燃焼容器に所定の濃度に調整した酸素富加空気を供給した状態で、一般的に爆発性の有無を判断する目安である 10J の着火エネルギーを与えた時における粉じん爆発の発生有無について確認した。</u></p> <p><u>試験の結果、酸素濃度が 55%未満の空気では粉じん爆発は発生しないことを確認した。</u></p> <p><u>注 2 内面を絶縁し圧縮空気を供給できる燃焼容器内部に、電氣的に着火エネルギーを与えることができる試験装置</u></p> <p><u>4. 東海発電所の黒鉛による大規模な火災発生の可能性</u></p> <p><u>上記 2. 及び 3. の検討結果を踏まえて、東海発電所の廃止措置期間中（解体工事中）における黒鉛燃焼に係る環境条件と黒鉛の着火及び燃焼性に関する評価を表 1 に、黒鉛の粉じん爆発に関する評価を表 2 に整理した。</u></p> <p><u>表 1 に整理した結果のとおり、解体工事等の作業及び何らかの原子炉容器内またはピット内で火災が発生した場合においても、黒鉛が着火することはなく（表 1 の①）、仮に、着火した場合でも、黒鉛の燃焼が持続すると考えられる 650℃を維持することはない（表 1 の②）と評価される。また、原子炉容器は隔離された状態であることから、黒鉛が燃焼しても十分な酸素は供給されない。（表 1 の③）</u></p> <p><u>また、表 2 に整理した結果のとおり、黒鉛は粉じん状でも着火せず（表 2 の a）、さらに、一般的な着火エネルギーを与えた場合において粉じん爆発が発生する環境条件は、空気中に 55%以上の酸素濃度を必要とすることから、現状の原子炉容器内の環境及び今後の廃止措置工事期間中においても、存在しえない環境である（表 2 の f）。</u></p> <p><u>以上より、黒鉛の火災は発生せず、また、黒鉛の粉じん爆発も発生しない。仮に、火災が発生した場合でも、他の施設での火災と同様の対応を行うことにより、東二の重大事故等</u></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
	<u>対応及び重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼさない。</u>		

表1 黒鉛燃焼に係る環境条件と燃焼性に関する評価結果

注1) 東海発電所の黒鉛の設置場所(原子炉容器内、各建屋のパンカ内)の環境条件と評価結果を、2.(1)黒鉛の燃焼が持続する条件(Schweitzerの条件)の①~⑤の各項目について整理した。  
 注2) 評価結果の判定欄の凡例…「○」条件に合致する、「×」条件に合致しない、「-」評価できない  
 注3) 評価結果の記載欄の凡例…「共通」原子炉圧力容器内及び各パンカ内に保管されている黒鉛に共通した評価結果  
 …「原子炉圧力容器内」原子炉圧力容器内に貯蔵した黒鉛に係る評価結果  
 …「パンカ内」パンカ内に保管された黒鉛に係る評価結果

(注1)項目	環境条件	評価結果(注2,注3)	
①	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器、その他の炉内構造物解体を溶断する場合には、切断用トーチや金属ドロスが650℃を超える可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>左記理由のとおり、廃止措置工事等の作業において、黒鉛が局所的に650℃を超える可能性があると考えられる。【共通】</li> </ul>	○
②	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛の着火以降に、黒鉛の燃焼熱の維持に関する知見はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記2.(2)a直接加熱試験により、黒鉛は燃焼が持続しないことを確認した。故に、黒鉛の燃焼熱は維持されないと考えられる。【共通】</li> </ul>	×
③	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛は、その中心部が筒状に空洞がある<sup>*</sup>ため、燃焼に必要な酸素が供給される形状であるが、酸素は換気流又は自然循環によって供給されるのみである。</li> <li>※運転時には燃料が装荷されていた部位(チャンネル構造)</li> <li>原子炉及び原子炉一次系は蒸気発生器の手前で出入口ともに閉止されており、隔離状態にあるため、隔離範囲外から酸素が供給されることはない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>左記理由により、仮に、黒鉛の燃焼が発生しても、黒鉛に供給される空気は換気流程度のみであり、黒鉛火災が発生した事例のような強制循環<sup>※1</sup>ではない。故に、黒鉛の燃焼に必要な酸素は十分には供給されないと考えられる。【原子炉圧力容器内】</li> </ul>	×
③	<ul style="list-style-type: none"> <li>各パンカ内に保管されている黒鉛は粉碎された状態であるため、燃焼に必要な酸素を供給しやすい状態にあるが、酸素はパンカ内の換気流及び自然循環のみで供給されるのみである。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>左記理由により、仮に、黒鉛の燃焼が発生しても、黒鉛に供給される空気は換気流程度のみであり、黒鉛火災が発生した事例のような強制循環<sup>※1</sup>ではない。故に、黒鉛の燃焼に必要な酸素は十分には供給されないと考えられる。【パンカ内】</li> </ul>	×
④	(上記③の環境条件と同様)	<ul style="list-style-type: none"> <li>本項目は評価できず(原子炉及び一次系、また、各パンカ内が隔離された状態における空気の換気量が不明なため)【共通】</li> </ul>	-
⑤	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器内に貯蔵している黒鉛はチャンネル構造である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>チャンネル構造であるため、原子炉容器内に酸素が十分量存在するのであれば、酸素は効果的に黒鉛に供給されると考えられる。【原子炉圧力容器内】</li> </ul>	○
	<ul style="list-style-type: none"> <li>各パンカ内に保管している黒鉛は粉碎された状態である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>粉碎された黒鉛は表面積が増加しているため、パンカ内に酸素が十分量存在するのであれば、酸素は効果的に黒鉛に供給されると考えられる。【パンカ内】</li> </ul>	○

※1 本添付3の(参考)「黒鉛炉による黒鉛燃焼事故の事例」を参照



**表2 粉じん状黒鉛の爆発に係る環境条件と爆発性に関する評価結果**

注1) 東海発電所の黒鉛の設置場所(原子炉容器内)の環境条件と爆発性に関する評価結果を、3.(1)粉じん爆発が発生する条件(Fieldの条件)のa)~d)の各項目について整理した。  
 注2) 評価結果の判定欄の凡例  
 …「○」条件に合致する、「△」条件によっては合致する可能性がある。「×」条件に合致しない、「-」評価できない  
 注3) 評価結果の記載欄の凡例  
 …「共通」原子炉圧力容器内及び各バンカ内に保管されている黒鉛に共通した評価結果  
 …「原子炉圧力容器内」原子炉容器内に貯蔵した黒鉛に係る評価結果  
 …「バンカ内」バンカ内に保管された黒鉛に係る評価結果

(注1)項目	環境条件	評価結果(注2)	
a	・黒鉛は、原子炉容器内及び各バンカ内に保管中(物性変化しない)。	・2.(2)a 直接加熱試験の結果より、黒鉛は着火せず、燃焼の持続性もないことから、可燃性ではない。 【共通】	×
b	・原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛は、固定されており、浮遊しない。	・仮に、地震等によって原子炉容器内の黒鉛の固定が外れ、また、原子炉容器の一部損壊等が発生した場合には、黒鉛が原子炉圧力容器内または原子炉圧力容器外に浮遊する可能性がある。 【原子炉圧力容器内】	△
	・各バンカ内に保管されている黒鉛は、破碎されていることから、バンカ内の空気流動によっては浮遊する可能性がある。	・仮に、地震等によってバンカが損壊した場合には、空気流動等によって黒鉛がバンカ外に浮遊する可能性がある。 【バンカ内】	○
c	・原子炉圧力容器内に貯蔵されている黒鉛は、ブロック状にて固定されている。 ・各バンカ内に保管されている黒鉛は粉碎されている。	・破碎した黒鉛の粒径は不明である。 ・廃止措置工事において、黒鉛を切断した場合、切断した黒鉛の寸法(粒径)を現場で確認することは困難であるため、実際の切断後の粒径分布が火災伝播の観点から問題ないか否定はできない。 【共通】	-

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"> <tr> <td data-bbox="982 226 1032 491">d</td> <td data-bbox="1032 226 1240 491"> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内に貯蔵されている黒鉛が粉じんとして、原子炉压力容器内に飛散する可能性は低い。</li> <li>各バンカ内に保管されている黒鉛が粉じんとして建屋内あるいは建屋外に飛散する可能性は低い。</li> </ul> </td> <td data-bbox="1240 226 1635 491"> <ul style="list-style-type: none"> <li>仮に、地震等によって原子炉構造物等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカ内の黒鉛が他の黒鉛や廃棄物と接触した場合には、黒鉛が粉じんとなって飛散する可能性がある。粉じん量（濃度）によっては、爆発濃度範囲に入る可能性がある。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p> </td> <td data-bbox="1635 226 1673 491">△</td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 491 1032 730">e</td> <td data-bbox="1032 491 1240 730"> <ul style="list-style-type: none"> <li>廃止措置工事等において、切断トーチ、金属ドロスによって黒鉛が加熱される場合がある。</li> </ul> </td> <td data-bbox="1240 491 1635 730"> <ul style="list-style-type: none"> <li>3(2)a. 最低着火エネルギーの測定において、粉じん状黒鉛(25<math>\mu</math>m以下)の爆発の発生には1kJ~2kJの非常に大きなエネルギーが必要であることを確認した。これより、環境条件による単発的なエネルギー(静電気や電気火花等)では爆発は起こりえないと評価されるが、廃止措置工事(解体工程)では、十分なエネルギーの着火源が与えられる可能性は否定できない。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p> </td> <td data-bbox="1635 491 1673 730">△</td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 730 1032 919">f</td> <td data-bbox="1032 730 1240 919"> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内及び各バンカ内には空気が充満している。</li> </ul> </td> <td data-bbox="1240 730 1635 919"> <ul style="list-style-type: none"> <li>3. (2)b 最低着火酸素濃度の測定により、粉じん状黒鉛が爆発するには、酸素濃度 55%以上の空気が必要であることを確認した。</li> <li>現状の原子炉容器の隔離状態及び今後の廃止措置工事中における原子炉容器内は通常空気(酸素濃度 21%)であるため、粉じん爆発する環境にはならない。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p> </td> <td data-bbox="1635 730 1673 919">×</td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 919 1032 1163">g</td> <td data-bbox="1032 919 1240 1163"> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内及び各バンカ内に貯蔵されている黒鉛は隔離されている。</li> </ul> </td> <td data-bbox="1240 919 1635 1163"> <ul style="list-style-type: none"> <li>仮に、損壊した原子炉容器等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカが損壊した場合には、原子炉容器または各バンカの密閉性は既になくなっている。</li> <li>一方、廃止措置工事において原子炉内構造物及び各バンカでの黒鉛に係る作業を実施した場合に、粉じんが発生する可能性があり、その作業後に作業アクセスルートを開止すると、密閉性が確保される。</li> </ul> </td> <td data-bbox="1635 919 1673 1163">△</td> </tr> </table>	d	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内に貯蔵されている黒鉛が粉じんとして、原子炉压力容器内に飛散する可能性は低い。</li> <li>各バンカ内に保管されている黒鉛が粉じんとして建屋内あるいは建屋外に飛散する可能性は低い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仮に、地震等によって原子炉構造物等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカ内の黒鉛が他の黒鉛や廃棄物と接触した場合には、黒鉛が粉じんとなって飛散する可能性がある。粉じん量（濃度）によっては、爆発濃度範囲に入る可能性がある。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p>	△	e	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃止措置工事等において、切断トーチ、金属ドロスによって黒鉛が加熱される場合がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3(2)a. 最低着火エネルギーの測定において、粉じん状黒鉛(25<math>\mu</math>m以下)の爆発の発生には1kJ~2kJの非常に大きなエネルギーが必要であることを確認した。これより、環境条件による単発的なエネルギー(静電気や電気火花等)では爆発は起こりえないと評価されるが、廃止措置工事(解体工程)では、十分なエネルギーの着火源が与えられる可能性は否定できない。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p>	△	f	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内及び各バンカ内には空気が充満している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3. (2)b 最低着火酸素濃度の測定により、粉じん状黒鉛が爆発するには、酸素濃度 55%以上の空気が必要であることを確認した。</li> <li>現状の原子炉容器の隔離状態及び今後の廃止措置工事中における原子炉容器内は通常空気(酸素濃度 21%)であるため、粉じん爆発する環境にはならない。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p>	×	g	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内及び各バンカ内に貯蔵されている黒鉛は隔離されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仮に、損壊した原子炉容器等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカが損壊した場合には、原子炉容器または各バンカの密閉性は既になくなっている。</li> <li>一方、廃止措置工事において原子炉内構造物及び各バンカでの黒鉛に係る作業を実施した場合に、粉じんが発生する可能性があり、その作業後に作業アクセスルートを開止すると、密閉性が確保される。</li> </ul>	△		
d	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内に貯蔵されている黒鉛が粉じんとして、原子炉压力容器内に飛散する可能性は低い。</li> <li>各バンカ内に保管されている黒鉛が粉じんとして建屋内あるいは建屋外に飛散する可能性は低い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仮に、地震等によって原子炉構造物等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカ内の黒鉛が他の黒鉛や廃棄物と接触した場合には、黒鉛が粉じんとなって飛散する可能性がある。粉じん量（濃度）によっては、爆発濃度範囲に入る可能性がある。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p>	△																
e	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃止措置工事等において、切断トーチ、金属ドロスによって黒鉛が加熱される場合がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3(2)a. 最低着火エネルギーの測定において、粉じん状黒鉛(25<math>\mu</math>m以下)の爆発の発生には1kJ~2kJの非常に大きなエネルギーが必要であることを確認した。これより、環境条件による単発的なエネルギー(静電気や電気火花等)では爆発は起こりえないと評価されるが、廃止措置工事(解体工程)では、十分なエネルギーの着火源が与えられる可能性は否定できない。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p>	△																
f	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内及び各バンカ内には空気が充満している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3. (2)b 最低着火酸素濃度の測定により、粉じん状黒鉛が爆発するには、酸素濃度 55%以上の空気が必要であることを確認した。</li> <li>現状の原子炉容器の隔離状態及び今後の廃止措置工事中における原子炉容器内は通常空気(酸素濃度 21%)であるため、粉じん爆発する環境にはならない。</li> </ul> <p style="text-align: center;">【共通】</p>	×																
g	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内及び各バンカ内に貯蔵されている黒鉛は隔離されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>仮に、損壊した原子炉容器等が黒鉛に接触した場合、また、各バンカが損壊した場合には、原子炉容器または各バンカの密閉性は既になくなっている。</li> <li>一方、廃止措置工事において原子炉内構造物及び各バンカでの黒鉛に係る作業を実施した場合に、粉じんが発生する可能性があり、その作業後に作業アクセスルートを開止すると、密閉性が確保される。</li> </ul>	△																

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;"><u>(参考)</u></p> <p style="text-align: center;"><u>黒鉛炉による黒鉛燃焼事故の事例</u></p> <p><u>黒鉛炉による黒鉛火災の事例として、ウインズケール発電所事故及びチェルノブイリ発電所事故が挙げられる。上記2. (1)黒鉛の燃焼が持続する条件 (Schweitzer の条件) における①～⑤の条件に対応する各事例の状況を、表2に整理*した。</u></p> <p><u>東海発電所は、原子炉内に燃料がない (全燃料を搬出済み) ため、2 発電所のように黒鉛に継続的に熱を供給する外部熱源がなく、また、原子炉及び一次系が隔離されていることから、燃焼に必要な十分な酸素は供給されない。以上より、東海発電所において2 発電所の事故と同様の事故が発生することはない。</u></p> <p><u>※財団法人 原子力発電技術機構「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書」 (平成 11 年度) より抜粋 (一部追記した)</u></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"><b>表3 ウィンズケール発電所事故とチェルノブイリ発電所事故に関する黒鉛燃焼条件に関する整理</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウィンズケール発電所事故 (1957年発生, 英国)</th> <th>チェルノブイリ発電所事故 (1986年発生, ソビエト連邦)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>事象概要</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>運転中の炉心局所の熱分布異常 (燃料温度の急激な上昇)</li> <li>消火のため冷却用空気を供給 (逆に燃焼を助長→一部燃料が異常燃焼)</li> <li>空気供給停止により燃焼低下</li> </ul> </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>低出力運転時における試験時の操作手順違反</li> <li>試験条件 (プラント出力制御) 確保のため, 炉心内制御棒を抜いた状態 (反応度操作余裕が著しく少ない状態) で試験を開始</li> <li>試験開始後に, 原子炉熱出力及び蒸気圧が急激に上昇し, 原子炉爆発。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td>①</td> <td>           ・燃料の異常燃焼により, 黒鉛は 1,190℃を超えた。  <b>【東海発電所における評価】</b>            ・切断用トーチまたは高温のドロスにより, 短時間, 局部的には黒鉛が 650℃以上になる可能性がある。         </td> <td>           ・燃焼の異常燃焼により, 黒鉛は 800℃～1,500℃と推定される。         </td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>           ・ウィグナーエネルギー<sup>(注3)</sup>及び燃料の崩壊熱により, 黒鉛の温度が維持された。  <b>【東海発電所における評価】</b>            ・外部熱源による長時間の温度維持は生じない。            ・東海発電所の黒鉛 (レストレイントブロック) は, ウィグナーエネルギーによる影響を考慮した形状 (燃料及び冷却材が通過する領域を円筒形状にする等) としている。         </td> <td>           ・飛散した燃料ペレットからの入熱により, 黒鉛の温度が維持された。         </td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>           ・事故期間中, 原子炉内の強制空気循環が行われ, 十分に空気が供給された。  <b>【東海発電所における評価】</b>            ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるが, 仮に, 黒鉛が着火しても原子炉が隔離されているため自然循環は起こらず, 換気流程度の不十分な空気供給のみと考えられる。         </td> <td>           ・炉心の上部構造物の破損に起因した煙突効果により, 自然循環が発生し, 空気の供給が維持された。         </td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>           ・空気循環により, 過冷却せずに燃焼生成物が除去された。  <b>【東海発電所における評価】</b>            (原子炉及び一次系が隔離された状態における空気の換気量が不明なため, 本項目は評価できず)         </td> <td>           ・空気の自然循環により, 燃焼生成物は容易に除去された。         </td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>           ・炉心の黒鉛チャンネルが適切な配置を与えた。         </td> <td>           ・炉心が黒鉛チャンネル構造であることに加え, 上下構造物の破損により         </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>適切な配置となった。</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2"> <b>【東海発電所における評価】</b>            ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるため, 配置上は適切 (燃焼に必要な酸素を供給しやすい配置) である。         </td> </tr> </tbody> </table> <p>(注3) 燃料からの中性子照射により黒鉛内部にエネルギーが蓄積され, そのエネルギーの放出に伴って周囲の温度が増加する。本事例では, このエネルギーにより黒鉛の温度低下が抑制されたと考えられる。</p>		ウィンズケール発電所事故 (1957年発生, 英国)	チェルノブイリ発電所事故 (1986年発生, ソビエト連邦)	事象概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転中の炉心局所の熱分布異常 (燃料温度の急激な上昇)</li> <li>消火のため冷却用空気を供給 (逆に燃焼を助長→一部燃料が異常燃焼)</li> <li>空気供給停止により燃焼低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>低出力運転時における試験時の操作手順違反</li> <li>試験条件 (プラント出力制御) 確保のため, 炉心内制御棒を抜いた状態 (反応度操作余裕が著しく少ない状態) で試験を開始</li> <li>試験開始後に, 原子炉熱出力及び蒸気圧が急激に上昇し, 原子炉爆発。</li> </ul>	①	・燃料の異常燃焼により, 黒鉛は 1,190℃を超えた。 <b>【東海発電所における評価】</b> ・切断用トーチまたは高温のドロスにより, 短時間, 局部的には黒鉛が 650℃以上になる可能性がある。	・燃焼の異常燃焼により, 黒鉛は 800℃～1,500℃と推定される。	②	・ウィグナーエネルギー <sup>(注3)</sup> 及び燃料の崩壊熱により, 黒鉛の温度が維持された。 <b>【東海発電所における評価】</b> ・外部熱源による長時間の温度維持は生じない。 ・東海発電所の黒鉛 (レストレイントブロック) は, ウィグナーエネルギーによる影響を考慮した形状 (燃料及び冷却材が通過する領域を円筒形状にする等) としている。	・飛散した燃料ペレットからの入熱により, 黒鉛の温度が維持された。	③	・事故期間中, 原子炉内の強制空気循環が行われ, 十分に空気が供給された。 <b>【東海発電所における評価】</b> ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるが, 仮に, 黒鉛が着火しても原子炉が隔離されているため自然循環は起こらず, 換気流程度の不十分な空気供給のみと考えられる。	・炉心の上部構造物の破損に起因した煙突効果により, 自然循環が発生し, 空気の供給が維持された。	④	・空気循環により, 過冷却せずに燃焼生成物が除去された。 <b>【東海発電所における評価】</b> (原子炉及び一次系が隔離された状態における空気の換気量が不明なため, 本項目は評価できず)	・空気の自然循環により, 燃焼生成物は容易に除去された。	⑤	・炉心の黒鉛チャンネルが適切な配置を与えた。	・炉心が黒鉛チャンネル構造であることに加え, 上下構造物の破損により			適切な配置となった。		<b>【東海発電所における評価】</b> ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるため, 配置上は適切 (燃焼に必要な酸素を供給しやすい配置) である。		
	ウィンズケール発電所事故 (1957年発生, 英国)	チェルノブイリ発電所事故 (1986年発生, ソビエト連邦)																											
事象概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転中の炉心局所の熱分布異常 (燃料温度の急激な上昇)</li> <li>消火のため冷却用空気を供給 (逆に燃焼を助長→一部燃料が異常燃焼)</li> <li>空気供給停止により燃焼低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>低出力運転時における試験時の操作手順違反</li> <li>試験条件 (プラント出力制御) 確保のため, 炉心内制御棒を抜いた状態 (反応度操作余裕が著しく少ない状態) で試験を開始</li> <li>試験開始後に, 原子炉熱出力及び蒸気圧が急激に上昇し, 原子炉爆発。</li> </ul>																											
①	・燃料の異常燃焼により, 黒鉛は 1,190℃を超えた。 <b>【東海発電所における評価】</b> ・切断用トーチまたは高温のドロスにより, 短時間, 局部的には黒鉛が 650℃以上になる可能性がある。	・燃焼の異常燃焼により, 黒鉛は 800℃～1,500℃と推定される。																											
②	・ウィグナーエネルギー <sup>(注3)</sup> 及び燃料の崩壊熱により, 黒鉛の温度が維持された。 <b>【東海発電所における評価】</b> ・外部熱源による長時間の温度維持は生じない。 ・東海発電所の黒鉛 (レストレイントブロック) は, ウィグナーエネルギーによる影響を考慮した形状 (燃料及び冷却材が通過する領域を円筒形状にする等) としている。	・飛散した燃料ペレットからの入熱により, 黒鉛の温度が維持された。																											
③	・事故期間中, 原子炉内の強制空気循環が行われ, 十分に空気が供給された。 <b>【東海発電所における評価】</b> ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるが, 仮に, 黒鉛が着火しても原子炉が隔離されているため自然循環は起こらず, 換気流程度の不十分な空気供給のみと考えられる。	・炉心の上部構造物の破損に起因した煙突効果により, 自然循環が発生し, 空気の供給が維持された。																											
④	・空気循環により, 過冷却せずに燃焼生成物が除去された。 <b>【東海発電所における評価】</b> (原子炉及び一次系が隔離された状態における空気の換気量が不明なため, 本項目は評価できず)	・空気の自然循環により, 燃焼生成物は容易に除去された。																											
⑤	・炉心の黒鉛チャンネルが適切な配置を与えた。	・炉心が黒鉛チャンネル構造であることに加え, 上下構造物の破損により																											
		適切な配置となった。																											
	<b>【東海発電所における評価】</b> ・炉心は黒鉛チャンネル構造であるため, 配置上は適切 (燃焼に必要な酸素を供給しやすい配置) である。																												

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4</p> <p style="text-align: center;"><u>東海発電所 生体遮へい冷却系統の高性能粒子 フィルタの破損による線量影響について</u></p> <p>1. 概要</p> <p><u>東海発電所は廃止措置中であり全ての核燃料は搬出済みであるが、原子炉内建造物の解体は未着手であり、今後、廃止措置工事において解体される。</u></p> <p><u>本章では、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成 23 年度申請）の記載を基に、東二重大事故等の条件を考慮して、廃止措置工事における屋外に線量影響を生じる可能性がある事象を、選定し、この事象が発生した場合におけるアクセスルート上にいる災害対策要員の被ばく線量（内部被ばく線量）を評価することにより、東二の重大事故等対応への影響について検討した。</u></p> <p>2. 想定する事象</p> <p>(1) 事象の抽出</p> <p><u>東海発電所の事故等により東二を含む周囲に線量影響を生じる可能性がある事象については、東海発電所廃止措置計画認可申請書にて記載されている。本項では、同申請書に記載されている抽出及び検討条件に加えてさらに保守的な条件を設定して災害対策要員の被ばく量の算出条件の考え方を示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同申請書には、東海発電所の事故による放射性物質の放出源となる汚染機器は、最も放射能レベルの高い原子炉内建造物とともに、放射性物質（粉じん）の補足量が最も多いフィルタとして、原子炉建屋内の生体遮へい冷却空気系統の高性能粒子フィルタが選定されており、本算出においてもこれと同様の事象を選定する。</li> <li>・同申請書には、原子炉内建造物を放出源とする放射性物質（粉じん）の放出事象として、「炉内建造物切断片の破損」、「炉内建造物切断片の異常切断」、「局所換気系の停止」、「局所換気系の弁の誤開」が想定されている。しかし、これらの事象は、東海発電所の原子炉建屋内での線量影響は想定されるものの、東二の重大事故等対応への影響は間接的（高性能粒子フィルタを含む空気</li> </ul>		<p>・廃止措置計画における評価内容の相違【東海第二】</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><u>冷却システムから放出) であるため、高性能粒子フィルタからの放射性物質 (粉じん) と比較すると影響が小さいと考えられるため、同申請書において代表事象とはしておらず、本算出においても同様の考えとする。</u></p> <p>・<u>同申請書には、高性能粒子フィルタに蓄積した放射性物質 (粉じん) を放出源とする放射性物質 (粉じん) の放出事象として、「高性能フィルタの破損」及び「高性能粒子フィルタの火災/爆発」が想定されている。高性能粒子フィルタは、原子炉建屋内 (一次・二次生体遮へい壁の外側) に設置されている。同申請書では、東海発電所の原子炉建屋は、原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可において耐震設計が考慮されているため地震による建屋への影響はないとしているが、本算出にあたっては、東二の基準地震動 S s が東海発電所に影響することを想定するため、原子炉建屋が損壊することを前提とする。原子炉建屋が損壊した状態においては、2つの事象ともに放射性物質 (粉じん) は原子炉建屋外に放出される同一の挙動となることから、代表として「高性能粒子フィルタの損壊」を想定事象とする。</u></p> <p><u>以上より、東海発電所の事故等により東二を含む周囲に線量影響を生じる可能性がある事象として、生体遮へい冷却空気系統の高性能粒子フィルタに放射性物質 (粉じん) が最大限蓄積した状態で、高性能粒子フィルタが何らかの理由で破損し、放射性物質 (粉じん) が原子炉建屋外のアクセスルートに拡散 (移行) する事象を選定する。</u></p> <p><u>(2) 災害対策要員の被ばく量の算出条件</u></p> <p><u>放射性物質 (粉じん) の飛散による災害対策要員の被ばく量の算出にあたっては、最も保守的な条件として、廃止措置工事計画認可申請書の記載内容とそれに加えた以下の事象が発生すると設定した。</u></p> <p>・<u>放射性物質 (粉じん) は、2系列ある生体遮へい空気冷却系の2基の高性能粒子フィルタに捕捉可能な最大量が捕捉される。</u></p> <p>・<u>上記状態の2基の高性能粒子フィルタが、何らかの原因で落下して破損し、排気筒から全量の放射性物質 (粉じん) が飛散する。</u></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>・ <u>飛散した放射性物質（粉じん）が、東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルート（1か所）に拡散する。アクセスルート上にいる防塵マスクをつけていない災害対策要員が体内に取り込むことで被ばくする。</u></p> <p>2. <u>被ばく線量の算出条件</u></p> <p>(1) <u>線源と評価点の位置関係</u></p> <p><u>原子炉建屋から放出される放射性物質（粉じん）が、評価点である東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルート（原子炉建屋の放出箇所からの距離は100m）に拡散することとし、災害対策要員が呼吸により放射性物質（粉じん）を体内に取り込むと設定した。実際には、原子炉建屋が損傷あるいは倒壊しない限りは、放射性物質（粉じん）の放出は、排気筒（筒頂部はT.P. 80. 2m）であり評価点までの距離はさらに長くなるため、放射性物質（粉じん）は広く拡散するが、本計算に際しては、保守的に評価点と同じ高さにあるものとした。</u></p> <p>(2) <u>線源</u></p> <p><u>1系統の高性能粒子フィルタに付着した放射性物質（粉じん）は、表1に示すとおり、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成23年度申請）に記載した19核種を用いた。</u></p>		



表 1 2 基の高性能粒子フィルタから放出される線源核種及び放射能

核種	放射能 (Bq)
H3	7. 7E+09
C14	2. 7E+09
C136	2. 8E+06
Ca41	1. 1E+03
Mn54	4. 9E+05
Fe55	2. 7E+11
Ni59	3. 0E+08
Co60	1. 0E+11
Ni63	3. 5E+10
Sr90	3. 3E+04
Nb94	5. 6E+05
Tc99	3. 1E+04
I129	2. 0E-02
Cs134	3. 0E+05
Cs137	4. 0E+04
Eu152	1. 6E+08
Eu154	2. 1E+07
Pu241	9. 8E+02

(3) 計算要領

上記表 1 の各核種について、呼吸率を踏まえて体内に取り込まれる量から内部被ばく量を算出した。なお、東海発電所廃止措置工事計画認可申請書において、高性能粒子フィルタの破損による放射性物質（粉じん）の飛散する事象において、屋外の一般公衆の被ばくは、内部被ばく量が支配的であることから、本章では、内部被ばく量を算出する。

3. 結論（線量率の算出結果）

廃止措置工事において、原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタが、仮に破損して放射性物質（粉じん）が原子炉建屋から屋外に飛散して、アクセスルート上にいる災害対策要員が体内に取り込んだ場合、被ばく量は約5. 6mSvと評価される。なお、防塵マスクを装着した場合には、被ばく量は0. 12mSvとなる。

保守的な条件においても被ばく量は十分に低いレベルであることから、東二の重大事故等の対応を優先することが可能である。

添付5

東海発電所への引継ぎが必要な事項

東海発電所への引継ぎ事項の整理

東海第二発電所設置変更許可申請の審査において東海発電所への引継ぎが必要な事項として整理された項目は、下表の通りである。これらの項目については、東海発電所の廃止措置計画の変更あるいは保安規定の変更が必要と判断している。  
 廃止措置計画の変更については、審査内容を反映した上で準備が整い次第実施し、必要な工事は東海第二発電所の設置変更許可の運用開始までに完了することとする。保安規定の変更については、東海第二発電所の保安規定変更認可申請の時期に併せて手続きを開始し、運用については東海第二発電所の運用開始時期と同時とする。また、工事を伴うものについては、東海第二発電所の詳細設計に関する工事計画の基本設計方針等に反映を行い、必要な対応をとるものとする(下記の①、④、⑦)。

項目	概要	廃止措置計画及び保安規定の変更該当箇所(事業者の考え)	東二関連条文
①排気筒短尺化	東海発電所の排気筒短尺時に、東二の原子炉建屋の構造及びアクセスルートへの影響を防止するため、排気筒の短尺化を行う。	排気筒短尺化は、廃止措置計画の「五 廃止措置対象のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」における工事に該当	技術的耐力審査基準 1.0
②電巻飛来物管理	東海発電所の物品等が電巻発生時に飛来物として東海第二へ影響を及ぼすことを防止するため、飛来物管理を行う。	解体工事中における飛来物管理を含めた隣接プラントへの影響を及ぼさない運用は保安規定の「廃止措置管理」に該当	設置許可基準規則 6条
③緊急時対策所	東海第二発電所の重大事故等発生時に東海発電所が同時発生(重大事故ではない火災等)を想定し、緊急時対策所を東海第二と共用する。	廃止措置工事中の対応として緊急時対策所を使用することは、廃止措置計画の「五 廃止措置対象のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」における廃止措置の実施にあたっての基本方針に該当	設置許可基準規則 61条
④サービス建屋減築	東海発電所のサービス建屋短尺時にアクセスルートへの影響を防止するため、サービス建屋の一部減築を行う。	サービス建屋の部分的な減築は、廃止措置計画の「五 廃止措置対象のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」における工事に該当	技術的耐力審査基準 1.0
⑤車両進退管理	電巻発生時に車両が飛来物として東海第二発電所へ影響を及ぼすことを防止するため、車両進退管理を行う。	解体工事中における飛来物管理を含めた隣接プラントへの影響を及ぼさない運用は保安規定の「廃止措置管理」に該当	設置許可基準規則 6条
⑥東海第二の敷地図変更	緊急時対策所の利用のため、当社が隣接事業所より権利を取得する土地を敷地に追加する。	敷地は、廃止措置計画の「四 廃止措置対象施設及びその敷地」における敷地に該当	実用伊達規則 第2.3条
⑦取水路・放水路の一部閉鎖	防漏場の下部に存在する東海の取水路・放水路からの津波浸水を防止するための閉鎖する。	取水路・放水路を部分的に閉塞させても東海発電所の希釈水の取水・放流系統は残存するため、希釈取水・放流機能に影響を与えないが、廃止措置計画の変更で対応	設置許可基準規則 5条
⑧放射性廃棄物管理	廃止措置における放射性廃棄物によるアクセスルートに影響を及ぼすことを防止するため、運用管理を行う。	廃止措置における放射性廃棄物によるアクセスルートに影響を及ぼさない運用は保安規定の「廃止措置管理」に該当	技術的耐力審査基準 1.0

東海発電所の廃止措置の影響に対する基本的な方針

基本的な方針

東海発電所の廃止措置段階における工事等により、東海第二発電所の重大事故等対応に影響を及ぼさないように東海発電所の廃止措置計画、保安規定に運用の基本方針を記載し、下部のQMS規程に具体的な手順等を定め、運用管理を行っていく。

(個別の審査項目毎の例)

電巻飛来物への対応

・東海第二発電所に影響を及ぼす可能性のある飛来物の発生を防止するための運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

アクセスルートへの影響

・東二重大事故等対応に影響を与えないためには、東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

・廃止措置中である東海発電所の廃止措置関連工事の実施に当たっては、東海第二発電所の重大事故等対応に必要な可搬型設備の保管場所及び屋外アクセスルートに影響を及ぼさないよう工事を実施し、運用管理を原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

・記載表現の相違  
**【東海第二】**  
 島根2号炉は、技術的能力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「補足(13) 2号炉と同じ敷地内で実施する工事における資機材及び廃材等によるアクセスルートへの影響」にて記載

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 6</p> <p style="text-align: center;"><u>津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋への影響について</u></p> <p><u>津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重を評価し、貯蔵建屋の壁面の保有水平せん断耐力に裕度があることをもって、貯蔵建屋が倒壊しないことを確認する。評価に用いる貯蔵建屋寸法等を第1-1図に示す。</u></p> <p><u>津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説（平成24年2月、国土交通省国土技術政策総合研究所他）」（以下「国交省解説」という。）及び「道路橋示方書・同解説（平成14年3月、日本道路協会）」に基づき、以下のとおり評価する。</u></p> <p><b>【津波による建屋壁面の衝突荷重Q（津波波力+漂流物による衝突荷重の和）】</b></p> $Q = Q_z + F_2 = \rho g \int_{z_1}^{z_2} (ah - z) B \cdot dz + F_2 \text{ より,}$ $Q = \frac{1}{2} \rho g B \{ (2ahz_2 - z_2^2) - (2ahz_1 - z_1^2) \} \times (1 - \beta) \times 10^{-3} + F_2 \text{ (kN)}$ <p>ここで、</p> <p><u>Q<sub>z</sub> : 構造設計用の進行方向の津波波力 (kN)</u></p> <p><u>B : 当該部分の受圧面の幅 (m) (長壁面 <input type="text"/> m<sup>*1</sup>, 短壁 <input type="text"/> m<sup>*1</sup>)</u></p> <p><u>a : 水深係数 (=3) (国交省解説において推奨される最大値)</u></p> <p><u>h : 設計浸水深 (m) (敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した値 (長壁において4m, 短壁において6m) )</u></p> <p><u>z<sub>1</sub> : 受圧面の最小高さ (m) (1階面 <input type="text"/> m<sup>*1</sup>, 2階面 <input type="text"/> m<sup>*1</sup>)</u></p> <p><u>z<sub>2</sub> : 受圧面の最高高さ (m) (1階面 <input type="text"/> m<sup>*1</sup>, 2階面 <input type="text"/> m<sup>*1</sup>, ただしahと比べ小さい方とする) (z<sub>1</sub>, z<sub>2</sub>はEL. 8. 3mを基準面 z=0とした)</u></p> <p><u>ρ : 海水の密度 (kg/m<sup>3</sup>) (1, 030kg/m<sup>3</sup>)</u></p> <p><u>g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) (9. 80665m/s<sup>2</sup>)</u></p> <p><u>β : 開口割合 (給排気口面積の壁面の面積に対する割合)</u></p> <p><u>開口面積 (1階面) : <input type="text"/> m<sup>*1</sup> × <input type="text"/> m<sup>*1</sup> / 給気開口 × 5給気開口 = <input type="text"/> m<sup>2</sup></u></p> <p><u>開口割合 (1階面) : 給気開口面積 / 長壁面積</u></p>		<p>・設計方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>②の相違</p>

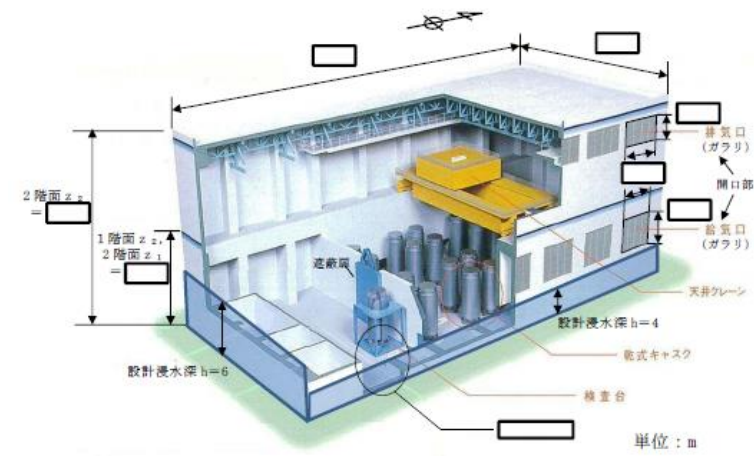
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
	<p> <math display="block">= \frac{\square \text{ m}^2}{(\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1})}</math> <math display="block">= 0.2026 \rightarrow \beta \text{ (1階面)} = 0.20 \text{ とする}</math> </p> <p> <u>開口面積 (2階面) : <math>\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1} / \text{排気開口} \times 5 \text{排気開口} = 75 \text{ m}^2</math></u> </p> <p> <u>開口割合 (2階面) : 排気開口面積 / 長壁面積</u> </p> <p> <math display="block">= \frac{\square \text{ m}^2}{(\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1})}</math> <math display="block">= 0.1218 \rightarrow \beta \text{ (2階面)} = 0.12 \text{ とする}</math> </p> <p> <u><math>F_2</math> : 貯蔵建屋外部からの漂流物衝突荷重 (kN)</u>  <u><math>(0.1 \times 50 \text{ t}^{*2} \times g \times V = 490 \text{ kN})</math></u> </p> <p> <u><math>V</math> : 津波流速 (m/s) (10m/s) <sup>*3</sup></u> </p> <p> <u>* 1 : 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書 (平成11年9月) に基づく値</u> </p> <p> <u>* 2 : 設計上考慮する漂流物の重量に余裕を考慮した値</u> </p> <p> <u>* 3 : 敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した値</u> </p> <p> <u>上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平せん断耐力と比較した結果、第1-1表のとおり裕度が1を超えており、長壁も短壁も倒壊しない。</u> </p> <p> <u>第1-1表 貯蔵建屋壁面が敷地遡上津波により受ける衝突荷重</u> </p> <table border="1" data-bbox="958 1119 1700 1371"> <thead> <tr> <th>貯蔵建屋壁面</th> <th>津波の設計浸水深h (m)</th> <th>Q (MN)</th> <th>保有水平せん断耐力 (MN) <sup>*1</sup></th> <th>裕度<sup>*2</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">短壁</td> <td>2階面</td> <td>6</td> <td>10.1</td> <td rowspan="4">□</td> </tr> <tr> <td>1階面</td> <td>6</td> <td>43.0</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">長壁</td> <td>2階面</td> <td>4</td> <td>2.0</td> </tr> <tr> <td>1階面</td> <td>4</td> <td>31.8</td> </tr> </tbody> </table> <p> <u>* 1 : 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書 (平成11年9月) に基づく値</u> </p> <p> <u>* 2 : 裕度 = 保有水平せん断耐力 / Q</u> </p>	貯蔵建屋壁面	津波の設計浸水深h (m)	Q (MN)	保有水平せん断耐力 (MN) <sup>*1</sup>	裕度 <sup>*2</sup>	短壁	2階面	6	10.1	□	1階面	6	43.0	長壁	2階面	4	2.0	1階面	4	31.8		
貯蔵建屋壁面	津波の設計浸水深h (m)	Q (MN)	保有水平せん断耐力 (MN) <sup>*1</sup>	裕度 <sup>*2</sup>																			
短壁	2階面	6	10.1	□																			
	1階面	6	43.0																				
長壁	2階面	4	2.0																				
	1階面	4	31.8																				

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 1-1 図 貯蔵建屋寸法等

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;">添付 7</p> <p><u>貯蔵建屋内で発生する漂流物による貯蔵容器への影響について</u></p> <p><u>敷地遡上津波については、解析の結果、給気口がある貯蔵建屋長壁面の最大浸水深は敷地遡上津波評価値に余裕を考慮しても4mであり、地上4.6mの高さに設けられた給気口からは浸水しないと考えられるものの、大物搬入口扉と床面の隙間等から貯蔵建屋内に浸入する可能性がある。貯蔵建屋内に浸水した後は、敷地遡上津波の貯蔵建屋外壁における津波流速以上の速度にはならないと考えられるが、貯蔵建屋外側から内側への方向における敷地遡上津波の速度としては、貯蔵建屋外壁における速度にて貯蔵建屋内での漂流物の貯蔵容器への衝突評価を行う。評価は貯蔵容器の外表面への衝突により影響を受ける部位のうち、二次蓋への衝突を想定し、衝突による発生応力を評価する。</u></p> <p><u>貯蔵建屋内で発生する漂流物としては、津波が直接衝突する、外面に設置された大物搬入口扉、出入口扉、ガラリ（給気口）、また、貯蔵建屋内に浸入後は遮蔽扉、検査台、放射線エリアモニタ等が考えられる。このうち、重量が大きく衝突した場合の影響が大きいものとして、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリ（給気口）を選定した*1。貯蔵建屋の各部材の設置位置を第2-1図及び第2-2図に示す。漂流物の衝突荷重は添付6同様、「道路橋示方書・同解説（平成14年3月、日本道路協会）」に基づき以下に示すとおり評価する。</u></p> <p><u>*1：出入口扉、検査台、放射線エリアモニタ等は比較的軽量又は床等に固定されていることから、貯蔵建屋内の漂流物とはなりにくい衝突時の影響が小さいと考えられる。</u></p> <p><u>【貯蔵建屋内で発生した漂流物の衝突荷重による圧縮応力σ】</u>  <u>蓋部の発生応力σは、機械工学便覧基礎編a3, 材料力学表5-1のケース2より、蓋部の最大応力は、蓋端部であり、次式で評価される。</u></p> $\sigma = 0.75 \times \frac{P \cdot a^2}{h^2} \quad (\text{MPa})$ <p><u>F：貯蔵建屋内で発生する漂流物衝突荷重 F=0.1×W×g F×10<sup>-6</sup> (MN)</u></p> <p><u>W：漂流物重量 (kg)</u></p>		<p>・設計方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>②の相違</p>

$g$  : 重力加速度 ( $m/s^2$ ) ( $9.80665m/s^2$ )  
 $V$  : 津波流速 ( $m/s$ ) ( $10m/s$ ) \* 2  
 $P$  : 蓋に掛かる等分布荷重  $P=F/A$  (MPa)  
 $A$  : 二次蓋の断面積 :   $m^2$   
 $a$  : 二次蓋ボルト中心半径 :   $m$   
 $h$  : 二次蓋厚さ :   $m$

\* 2 : 敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した値

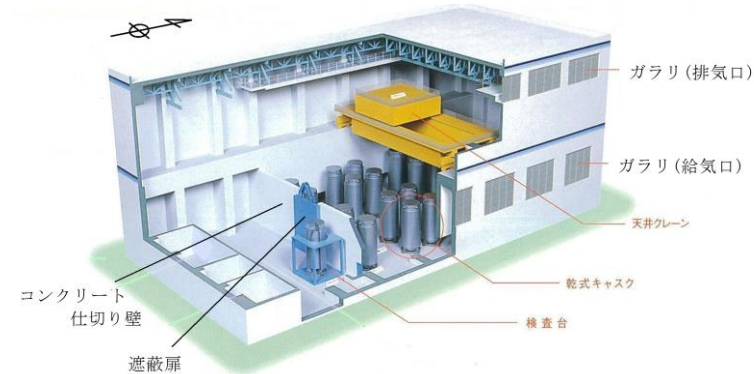
一方、二次蓋の許容応力は、密封シール部以外よりも許容応力が保守的な密封シール部の  MPa (一次膜+一次曲げ応力強さ) を適用する。

評価結果を第2-1表に示す。貯蔵容器の二次蓋に漂流物が衝突した場合の発生応力はいずれの漂流物も許容応力を十分下回っていることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。

第2-1表 貯蔵建屋内で発生する漂流物の衝突荷重による

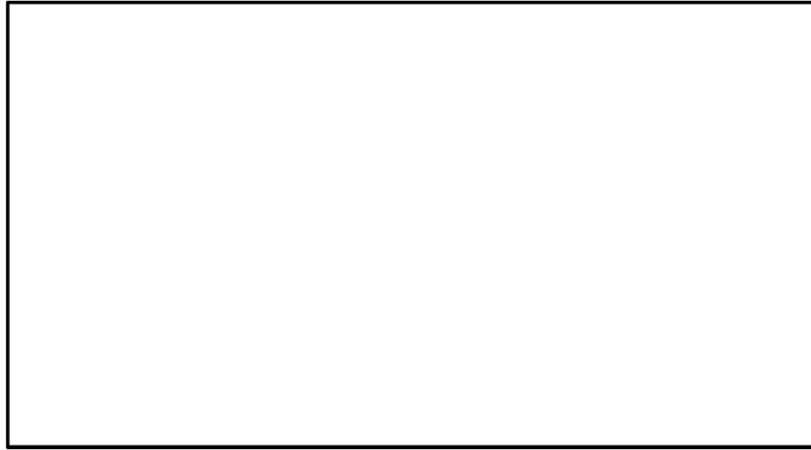
圧縮応力

漂流物	重量 (t)	二次蓋部発生応力 (圧縮) (MPa)	許容応力 (MPa)
① 大物搬入口扉	7.0	0.3	<input type="text"/>
② 遮蔽扉	40	1.3	
③ ガラリ (給気口)	0.81	0.1	
合計 (①~③)	48	1.7	



第2-1図 貯蔵建屋鳥瞰図



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 data-bbox="1136 657 1507 695">第 2-2 図 貯蔵建屋 1 階床面図</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 style="text-align: right;">添付 8</p> <p style="text-align: center;"><u>貯蔵建屋内への津波浸入時の貯蔵容器浸水による 密封機能への影響</u></p> <p>第3-1図に貯蔵容器全体と蓋部詳細を示す。 敷地遡上津波評価値に余裕を考慮した、貯蔵建屋短壁の設計浸水深6mの遡上津波が貯蔵建屋内へ浸入し、床面から6mの高さに水面を形成する場合、貯蔵容器は高さ約5.7mであるため、水没する。</p> <p>貯蔵容器は、最高使用圧力1.0MPaとして内圧を高め1次蓋の耐圧試験を行い、内外圧力差1.0MPaまで耐えられることを確認しており、ガスケット部は水深約100mまで密封機能を維持できる。水没の場合は外圧のほうが高い状態だが、ガスケットにかかる応力は円周方向に垂直であることは同じであり、耐圧試験結果が適用できると考えられることから、貯蔵建屋内への津波浸入による密封機能に影響はない。</p> <div data-bbox="973 1008 1706 1522"> </div> <p style="text-align: center;">第 3-1 図 貯蔵容器の蓋部詳細</p> <p style="text-align: center;"><u>第 3-1 図 貯蔵容器の蓋部詳細</u></p>		<p>・設計方針の相違 【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 style="text-align: right;">添付9</p> <p><u>貯蔵建屋部材が外部への損壊流出物となる可能性について</u></p> <p><u>給気口がある貯蔵建屋長壁面における最高浸水深は、敷地遡上津波評価値に余裕を考慮しても4mであり、給気口下端高さ4.6mより低いことから、津波は大物搬入口と床面の隙間等からゆっくりと浸水するものと考えられる。したがって、貯蔵建屋の内側から外側へ向かう方向の水の速度はほとんどないものと考えられ、貯蔵建屋で敷地遡上津波によって損壊し漂流物となった扉等の部材が外部へ流出する可能性としては、引き波によるものが考えられる。</u></p> <p><u>襲来する津波により損壊した貯蔵建屋の扉等の部材は、床等に転倒した後、引き波による抗力が地面と部材との摩擦力を上回った場合、移動し流出すると考える。</u></p> <p><u>貯蔵建屋内で発生する漂流物として、添付7と同様に、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリ（給気口）について検討した結果、いずれも流出しにくい、①及び③については、アクセスルートに流出した場合においても、保有している重機（ホイールローダ）を用いて撤去する等の対応により、アクセスルートを確保する。②については、厚さが貯蔵建屋からアクセスルートまでの敷地遡上津波の設計浸水深である0.4mよりも厚いこと及び金属製で海水に沈むことから、静摩擦係数を考慮すると、アクセスルートまでは移動しない。</u></p> <p><u>上述のとおり、津波は大物搬入口と床面の隙間等からゆっくりと浸水するものと考えられるため、貯蔵容器については、基準地震動S<sub>s</sub>に対しても支持構造物によって転倒しない設計であることから、浸水によって転倒することはないと考えられる。なお、仮に貯蔵容器の転倒を想定しても重量は100t以上で海水に浮くことはなく、貯蔵建屋内の堰や狭隘な貯蔵建屋内の通路が障害となり、貯蔵建屋の外に流出することは考えにくい。</u></p> <p><u>したがって、敷地遡上津波によって貯蔵建屋部材が損壊し、外部への流出物が生じた場合でも、発生した流出物による影響はないことを確認した。</u></p>		<p>・設計方針の相違</p> <p><b>【東海第二】</b></p> <p>②の相違</p>