

女川原子力発電所2号炉 炉心損傷防止対策の有効性評価の概要について

東北電力株式会社
平成28年7月

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価
2. 前回審査会合からの変更点等
3. 参考

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価（1 / 7）

- ◆ 内部事象及び外部事象に対して，確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用し，対象とすべき事故シーケンスグループ（出力運転時及び運転停止時），格納容器破損モードを抽出

< PRAの実施範囲 >

- | | | |
|---------------------|-----------|-------------------------------|
| ➤ 出力運転時内部事象レベル 1 | （炉心損傷頻度 | 5.5 × 10 ⁻⁵ /炉年） |
| ➤ 出力運転時内部事象レベル 1. 5 | （格納容器破損頻度 | 5.5 × 10 ⁻⁵ /炉年） |
| ➤ 地震レベル 1 | （炉心損傷頻度 | 1.8 × 10 ⁻⁵ /炉年） |
| ➤ 津波レベル 1 | （炉心損傷頻度 | 8.7 × 10 ⁻⁶ /炉年） |
| ➤ 停止時レベル 1 | （全炉心損傷頻度 | 9.8 × 10 ⁻⁷ /定期検査） |



「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」で指定される事故シーケンスグループ，原子炉格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- ◆ 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから，評価する事故シーケンスを選定し，重大事故等対策の有効性評価を実施（以下の項目を参照）
- ◆ 本評価において，1，3号機は停止中を想定

< 有効性評価の内容 >

- 炉心損傷防止対策の有効性評価
- 格納容器破損防止対策の有効性評価
- 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価



評価項目を満足することを確認

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価（2 / 7）

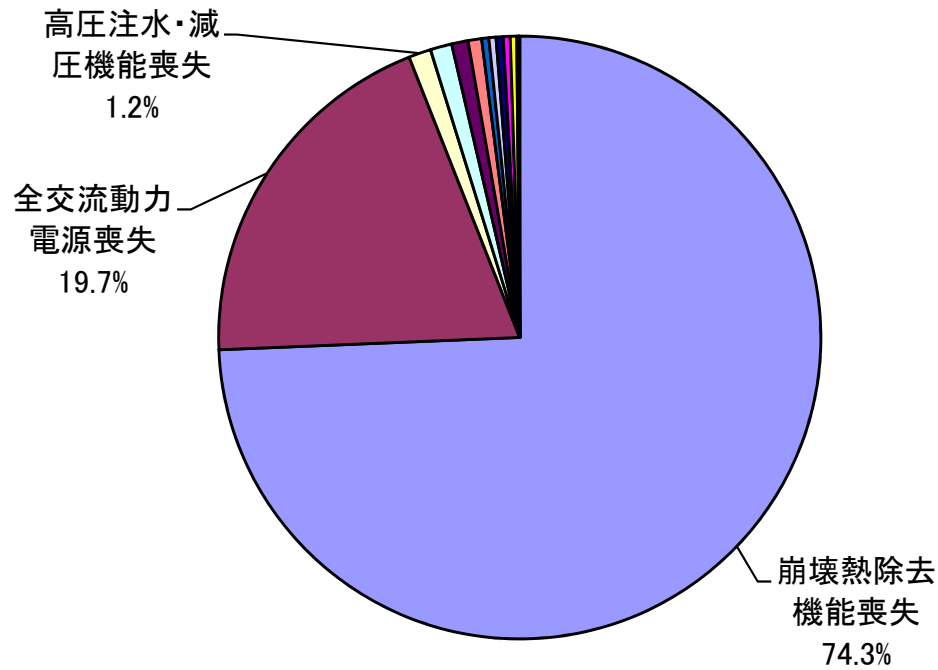
◆ PRAの結果から得られるプラントの特徴

PRA	プラントの特徴（重大事故等対策未考慮）	主な重大事故等対策
出力運転時 内部事象レベル 1	炉心損傷頻度は、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒除熱手段（残留熱除去系を用いた除熱）の喪失により炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却水系を用いた除熱 常設代替交流電源設備による電源供給
地震レベル 1	炉心損傷頻度は、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒地震による外部電源、非常用ディーゼル発電機の喪失後、原子炉隔離時冷却系が一定時間運転を継続するものの、その後、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系が機能喪失することにより炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による電源供給 原子炉補機代替冷却水系を用いた除熱 原子炉格納容器フィルタベント系による除熱
津波レベル 1	炉心損傷頻度は、全交流動力電源喪失の割合が大きい ⇒設計基準を上回る津波が発生し、津波による敷地内浸水により、外部電源、原子炉補機冷却水系が喪失後、原子炉隔離時冷却系が一定時間運転を継続するものの、その後、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して、原子炉隔離時冷却系が機能喪失することにより炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による電源供給 原子炉補機代替冷却水系を用いた除熱 原子炉格納容器フィルタベント系による除熱
出力運転時 内部事象 レベル 1. 5	格納容器破損頻度は、格納容器過圧破損の割合が大きい ⇒出力運転時内部事象レベル 1 PRAにおける崩壊熱除去機能喪失時に、炉心損傷に先行して格納容器が過圧破損するリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 原子炉格納容器下部注水系（常設）による損傷炉心冷却 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却 原子炉格納容器フィルタベント系による除熱
停止時レベル 1	炉心損傷頻度は、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒残留熱除去系機能喪失時のMUWCの操作失敗により炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> 待機中の残留熱除去系による原子炉注水 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

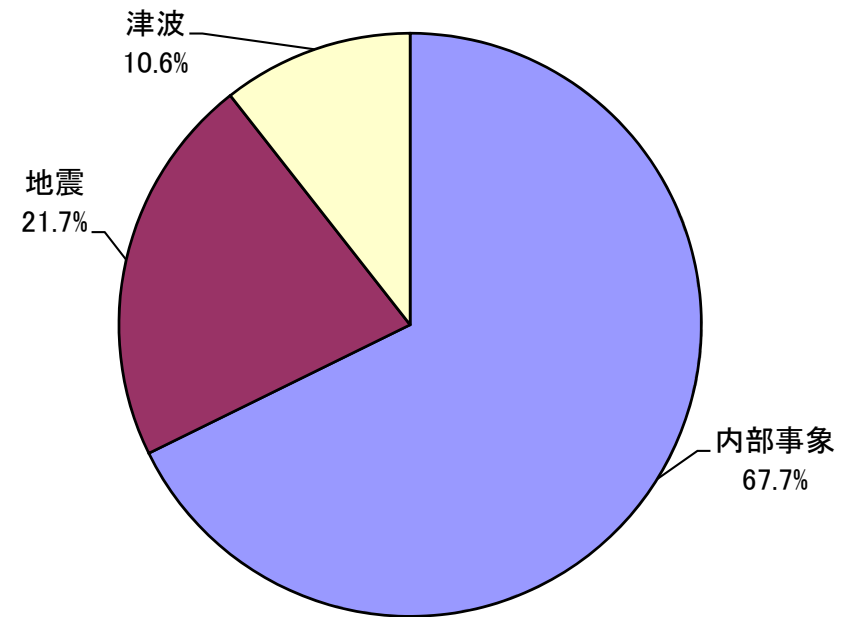
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3 / 7)

◆ PRAの結果から得られるプラントの特徴 (プラント全体のCDF比較)

全CDF : 8.2×10^{-5} [/ 炉年]



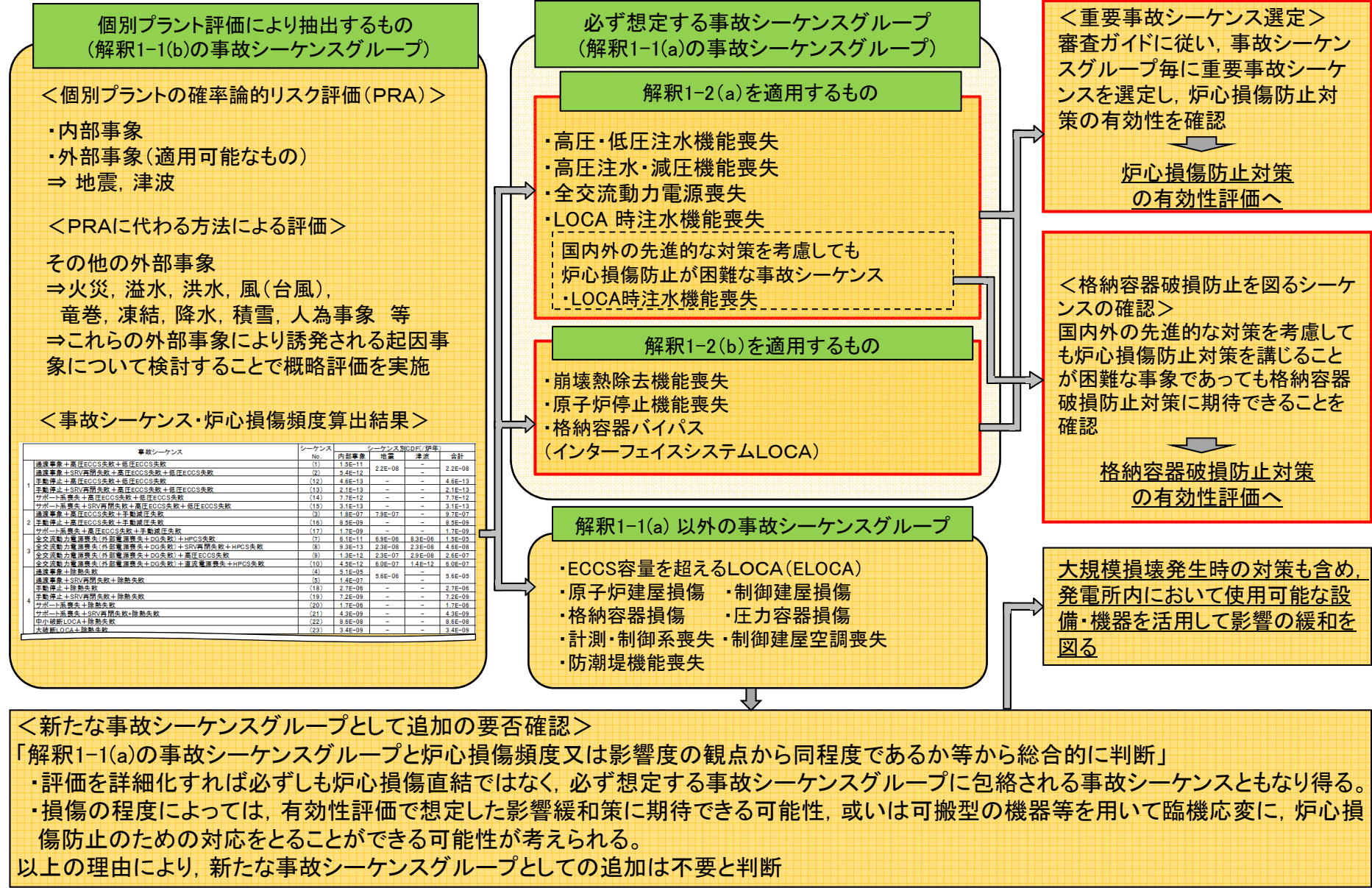
事故シーケンスグループ別



事象 (内部 / 外部) 別

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価 (4 / 7)

◆ 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



1. 炉心損傷防止対策の有効性評価 (5 / 7)

◆ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度 (内部事象, 地震, 津波) (1 / 2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF(/炉年)				寄与割合	グループ別CDF(/炉年)	全CDFへの寄与割合	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	1.5E-11	2.2E-08	-	2.2E-08	<0.1%	2.2E-08	<0.1%	
		過渡事象+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	5.4E-12		-					
		手動停止+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	4.6E-13	-	-	4.6E-13	<0.1%			
		手動停止+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	2.1E-13	-	-	2.1E-13	<0.1%			
		サポート系喪失+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	7.7E-12	-	-	7.7E-12	<0.1%			
		サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	3.1E-13	-	-	3.1E-13	<0.1%			
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07	1.2%	9.8E-07	1.2%	全炉心損傷頻度の約95.8%を炉心損傷防止対策でカバー
		手動停止+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%			
		サポート系喪失+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	1.7E-09	-	-	1.7E-09	<0.1%			
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	6.1E-11	6.9E-06	8.3E-06	1.5E-05	18.6%	1.6E-05	19.7%	
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	9.3E-13	2.3E-08	2.3E-08	4.6E-08	<0.1%			
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧ECCS失敗	1.3E-12	2.3E-07	2.9E-08	2.6E-07	0.3%			
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	4.5E-12	6.0E-07	1.4E-12	6.0E-07	0.7%			

(次ページに続く)

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価（6 / 7）

◆ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波）（2 / 2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF(/炉年)				寄与割合	グループ別CDF(/炉年)	全CDFへの寄与割合	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
4	崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 	5.1E-05	5.6E-06	-	5.6E-05	68.9%	6.1E-05	74.3%	
			1.4E-07		-					
			2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.2%			
			7.2E-09	-	-	7.2E-09	<0.1%			
			1.7E-06	-	-	1.7E-06	2.0%			
			4.3E-09	-	-	4.3E-09	<0.1%			
			8.6E-08	-	-	8.6E-08	0.1%			
			3.4E-09	-	-	3.4E-09	<0.1%			
5	原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 	3.9E-09	4.5E-07	1.3E-13	4.5E-07	0.6%	9.5E-07	1.2%	全炉心損傷頻度の約95.8%を炉心損傷防止対策でカバー
			8.3E-12	-	-	8.3E-12	<0.1%			
			3.3E-13	-	-	3.3E-13	<0.1%			
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗+原子炉停止失敗		-	5.0E-07	-	5.0E-07			
6	LOCA時注水機能喪失	※1 ※2	4.3E-13	-	-	4.3E-13	<0.1%	7.2E-07	0.9%	
			2.9E-12	-	-	2.9E-12	<0.1%			
			4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%			
7	格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧による漏えい低減 ・隔離操作 	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	2.4E-09	<0.1%	
合計			5.5E-05	1.8E-05	8.7E-06	8.2E-05	100%	8.2E-05	100%	

※1 : 小破断LOCAについては、炉心損傷回避が可能であるが、中小破断LOCAとして分類。

※2 : 格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系等に期待できる。

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価（7 / 7）

【炉心損傷防止対策】重要事故シーケンス，主な重大事故等対処設備等及び使用計算コード

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
高圧・低圧注水機能喪失【TQUV】		過渡事象＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 	<p>以下の評価項目を満足することを確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が1200℃以下 ・燃料被覆管の酸化量は，酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回る ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回る ・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回る 	SAFER CHASTE MAAP
高圧注水・減圧機能喪失【TQUX】		過渡事象＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能 		SAFER MAAP
全交流動力電源喪失【長期TB, TBU, TBD, TBP】		全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉補機代替冷却水系 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 		SAFER MAAP
		全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋高圧ECCS失敗			
		全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失			
		全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗			
崩壊熱除去機能喪失【TW】	取水機能喪失時	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備 		SAFER MAAP
	残留熱除去系故障時				
原子炉停止機能喪失【TC】		過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能 	REDY SCAT	
LOCA時注水機能喪失【中小LOCA】	中小破断LOCA時	中小破断LOCA＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（常設） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備 	SAFER MAAP	
格納容器バイパス【ISLOCA】		インターフェイスシステムLOCA	<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステムLOCAに対する手順等の整備 	SAFER	

2. 前回審査会合からの変更点等（1 / 2）

◆ 前回審査会合からの主な変更点

女川原子力発電所2号炉の炉心損傷防止対策の有効性評価において、当社及び先行プラントの審査会合での議論や安全性向上の観点等を踏まえて評価条件等を見直した。以下に主要な変更内容を示す。

事故シーケンスグループ	項目	変更内容	変更前	変更後
・全交流動力電源喪失	事故シーケンスの細分化	事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスとしては、長期TBの1シーケンスのみとしていたが、全交流動力電源喪失時に原子炉隔離時冷却系等の機能喪失が重畳する事故シーケンス（TBU, TBD, TBP）の取扱いについては、長期TBとは安全機能の喪失状態及び期待する緩和系が異なることから、異なる重要事故シーケンスとして抽出することとした。	[重要事故シーケンス] ・長期TB	[重要事故シーケンス] ・長期TB ・TBU ・TBD ・TBP
・高圧・低圧注水機能喪失 ・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） ・LOCA時注水機能喪失	外部水源注水量限界の変更	格納容器ベント機能維持のため設定している格納容器内への外部水源による注水制限値を、事故後の中長期マネジメント（耐震性確保等）を考慮し、変更を実施した。	[外部水源注水量限界] 注水量積算値約3,800m ³ （ベントライン下端ー約1m）	[外部水源注水量限界] サプレッションプール 水位通常運転水位＋約2m（真空破壊装置ー0.4m, 約2,200m ³ ）
・高圧・低圧注水機能喪失	原子炉初期注水設備の変更	事象進展の厳しさを考慮し、高圧の注水機能（高圧代替注水系）に期待せず、低圧の注水機能（低圧代替注水系（常設））の対策の有効性を評価することとした。	[原子炉初期注水設備] 高圧代替注水系	[原子炉初期注水設備] 低圧代替注水系（常設）

2. 前回審査会合からの変更点等（2 / 2）

◆ 柏崎刈羽原子力発電所6，7号炉との主要な相違点

[運用及び型式等の違いによるもの]

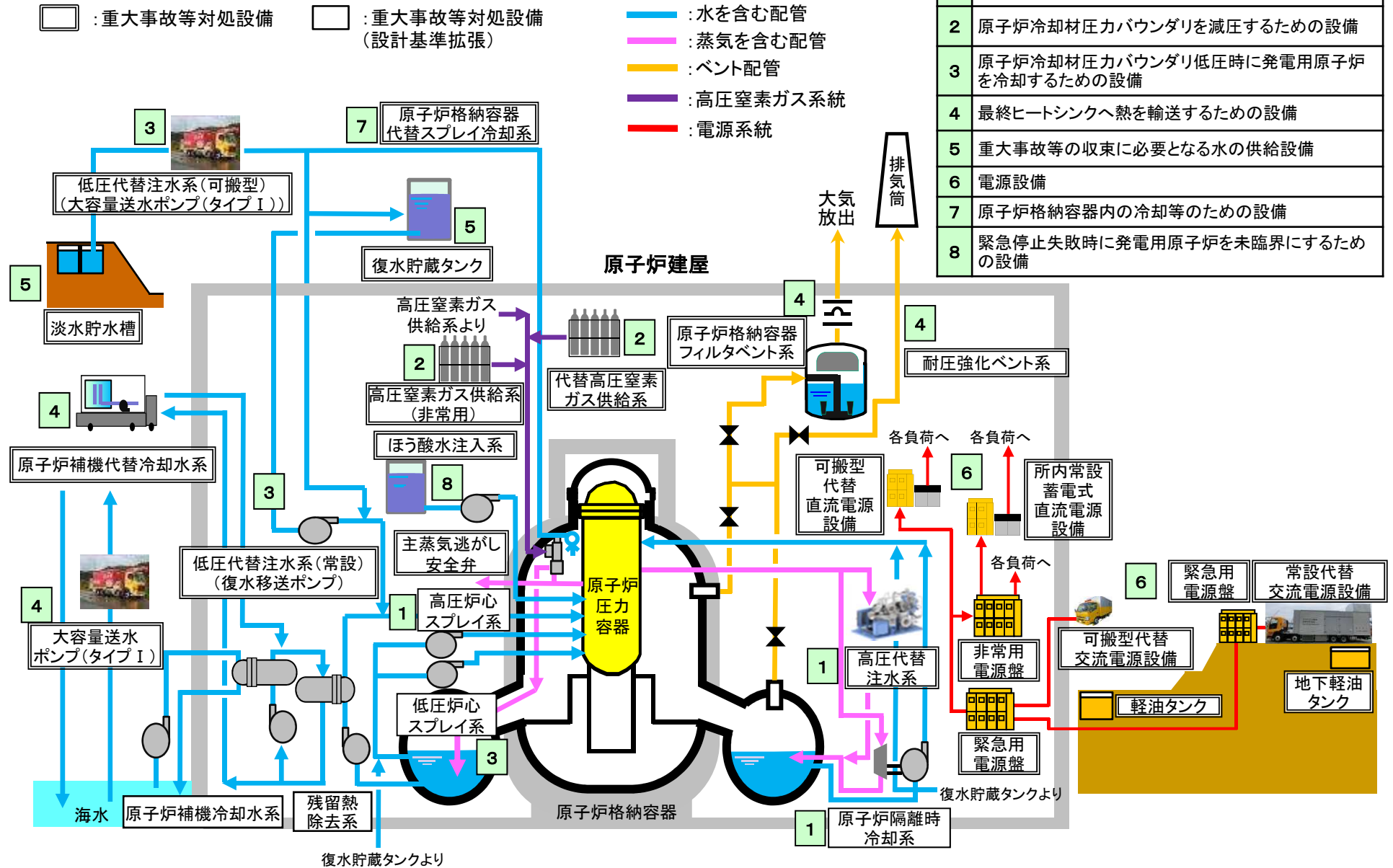
対象シーケンス	項目	女川2号炉	柏崎刈羽6，7号炉	備考
TBP	原子炉初期注水設備	高圧代替注水系	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系による注水を解析上期待せず高圧代替注水系の手動起動による原子炉注水によって炉心損傷を防止する場合の方が，原子炉への無注水時間が長く，事故対応として厳しくなる評価としている。
中小LOCA		高圧代替注水系	低圧代替注水系（常設）	女川においては，手順上先行して実施する高圧代替注水系にて，破断面積約6 cm ² のLOCAを炉心損傷防止できることの有効性を評価。
TC	高圧炉心スプレイ系の水源切替操作	サプレッションプール水温100℃到達前に復水貯蔵タンク側へ切替実施	高圧炉心注水系の水源切替は実施せず	運用の相違。女川においては，サプレッションチェンバ水温80℃到達を確認後，水源を切り替える手順としている。
長期TB, TBU, TBD, TBP	格納容器除熱	格納容器ベントは実施せず残留熱除去系による除熱を実施	格納容器ベントは実施後に残留熱除去系による除熱を実施	格納容器型式の相違。柏崎においては，残留熱除去系による格納容器除熱実施前に格納容器ベント基準に到達することで格納容器ベントを実施する。

[対策設備の違いによるもの]

対象シーケンス	項目	女川2号炉	柏崎刈羽6，7号炉	備考
TC	自動減圧系の自動起動阻止	インターロックにて実施	運転員による手動操作にて実施	女川においては，自動減圧系の自動起動阻止をするインターロックを整備。
TQUV, TW (RHR故障), 中小LOCA	格納容器代替スプレイ及び原子炉注水に使用する設備	【原子炉注水】 復水移送ポンプ 【格納容器代替スプレイ】 大容量送水ポンプ (タイプI)	【原子炉注水と格納容器代替スプレイ併用】 復水移送ポンプ	女川においては，原子炉注水とは別に整備した可搬型設備による格納容器代替スプレイにより有効性を評価。

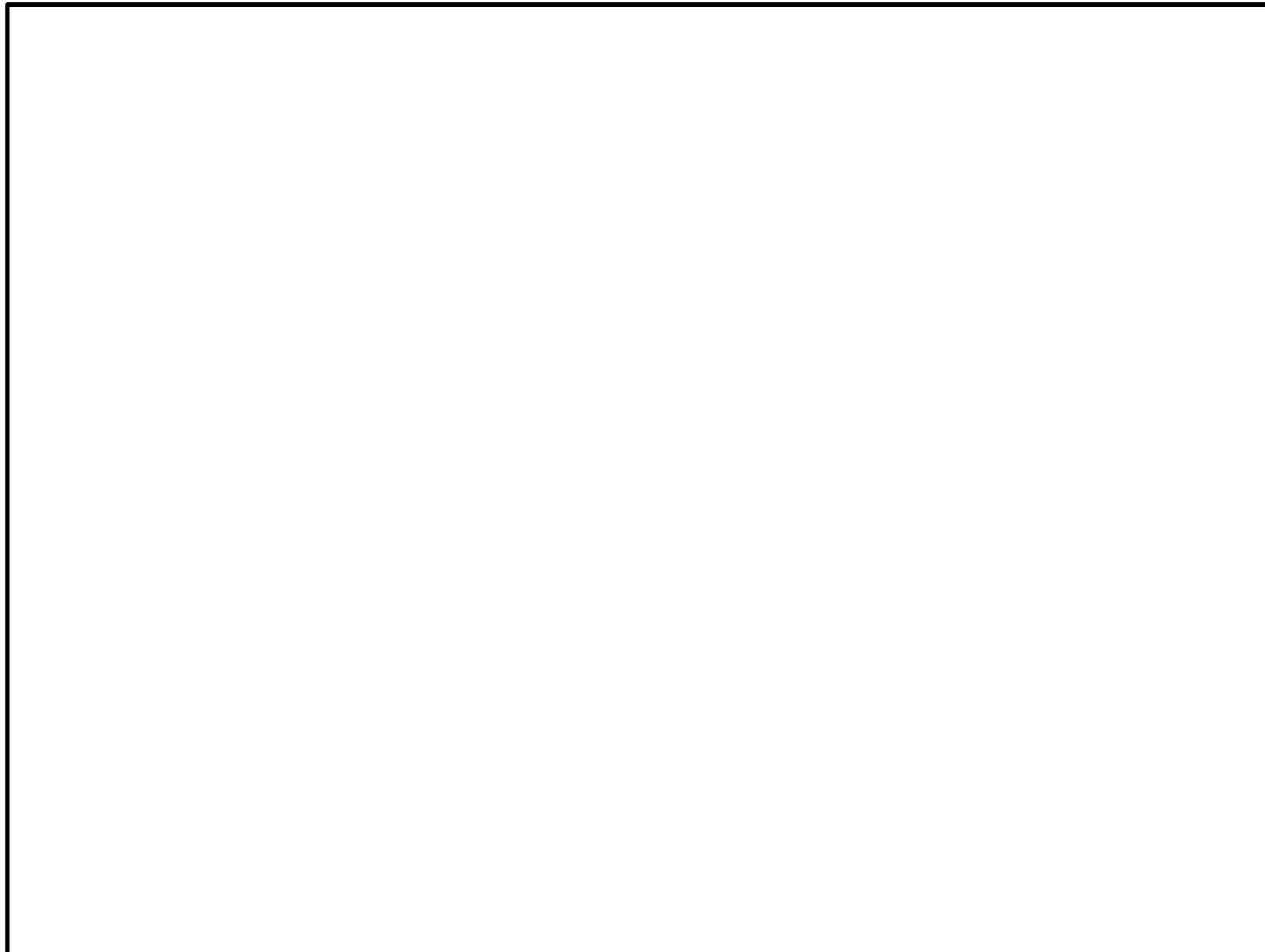
3. 参考 (1 / 5)

◆ 女川2号炉の炉心損傷防止対策における対策設備の概要



3. 参考（2 / 5）

◆ 女川原子力発電所の敷地全体図



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 参考 (3 / 5)

◆ 重要事故シーケンスの選定

【基本的考え方】

同じ事故シーケンスグループに複数のシーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして選定する。

表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波）（1 / 2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと 選定理由	
			a	b	c	d		
高圧・低圧 注水機能喪失	◎ ①過渡事象＋高圧ECCS失敗 ＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系（常設） 原子炉格納容器代替 スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器 フィルタベント系 	低	高	高	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「過渡事象＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。 【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ①以外に重要性が高く評価されている事故シーケンスはない。</p>	
	②過渡事象＋SRV再開失敗 ＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		低	高	低	中		<p><aの観点> 「サポート系喪失」が発生した場合、共通原因故障又は系統間の機能喪失の依存性があるため、「中」とした。また、「過渡事象」及び「手動停止」については、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。</p>
	③手動停止＋高圧ECCS失敗 ＋低圧ECCS失敗		低	低	高	低		<p><bの観点> 「過渡事象(全給水喪失)」は原子炉水位低（レベル3）が起点となり、事象進展が早いことから、「高」とした。一方、「手動停止」及び「サポート系喪失」については、通常水位から原子炉停止に至るため、過渡事象より事象進展が遅いことから、「低」とした。</p>
	④手動停止＋SRV再開失敗 ＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	低	低		<p><cの観点> SRV再開失敗を含む場合は、SRVにより一定程度減圧されるため、再開成功時よりも速やかに低圧状態に移行し、原子炉減圧を必要とせず低圧系による注水を開始できることから「低」とし、SRV再開失敗を含まない場合を「高」とした。</p>
	⑤サポート系喪失＋高圧ECCS失敗 ＋低圧ECCS失敗		中	低	高	低		<p><dの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p>
	⑥サポート系喪失＋SRV再開失敗 ＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗		中	低	低	低		

3. 参考 (4 / 5)

◆ 重要事故シーケンスの選定

表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度 (内部事象, 地震, 津波) (2 / 2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由		
			a	b	c	d			
全交流動力 電源喪失	◎ ①外部電源喪失+DG失敗 +HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 手動減圧 高圧代替注水系 低圧代替注水系(常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	各重要事故シーケンスそれぞれに対し、地震PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重量を伴う事故シーケンスも抽出されるが、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に係らず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが表れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。但し、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器圧力逃がし装置による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて原子炉補機代替冷却系の有効性を確認することができる。
	◎ ①外部電源喪失+DG失敗 +高圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 手動減圧 高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 低圧代替注水系(常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	
	◎ ①外部電源喪失+DG失敗 +SRV再閉失敗+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) 手動減圧 高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) 所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給 低圧代替注水系(常設) 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	
	◎ ①外部電源喪失+直流電源喪失 +HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 可搬型代替直流電源設備 手動減圧 低圧代替注水系(常設) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却水系 原子炉格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	

3. 参考（5 / 5）

◆ 事故シーケンスグループと有効性評価で期待する主要な対策の関係

有効性評価においては、下記に示す対策設備についてその有効性を確認しており、事象進展の緩和、環境への影響低減に努めている。

機能	系統・設備	炉心損傷防止対策の有効性評価における事故シーケンスグループ										
		TQUV	TQUX	TB				TW		TC	中小LOCA	ISLOCA
				長期TB	TBU	TBD	TBP	取水喪失	RHR故障			
原子炉注水	高压代替注水系	△	△	△	◎	◎	◎				◎	
	原子炉隔離時冷却系			◎			△	○	○	○		○
	高压炉心スプレイ系								○	○		
	残留熱除去系(低压注水モード)		○									○
	低压炉心スプレイ系		○									○
	低压代替注水系(常設)	◎		○	○	○	◎	○				◎
原子炉減圧	手動減圧	○		○	○	○	◎	○	○		◎	◎
	代替自動減圧機能		◎									△
格納容器冷却	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	◎		△	△	△	△		◎		○	
格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント系	◎		△	△	△	△		◎		○	
	耐圧強化ベント系	△		△	△	△	△		△		△	
	残留熱除去系(既設)		○							○		○
	残留熱除去系(原子炉補機代替冷却水系)			○	○	○	○	◎				
交流動力電源	外部電源									○		
	非常用ディーゼル発電機	○	○						○	○		○
	常設代替交流電源設備	○	○	◎	◎	◎	◎	◎	○		◎	○
直流電源	所内常設蓄電式直流電源設備			◎	◎		○	○			○	
	可搬型代替直流電源設備					◎						
原子炉停止	ほう酸水注入系									◎		
	代替制御棒挿入機能									△		
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能									◎		
	制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能									◎		
漏えい箇所の隔離												◎

◎：事故シーケンスグループの特徴から炉心損傷防止対策として必要とされる対策設備、○：事故シーケンスにおいて動作している設備、△：有効な対策であるが、解析上は考慮していない設備