

女川原子力発電所2号炉 事故シーケンスグループ及び 重要事故シーケンス等の選定について

平成30年6月7日
東北電力株式会社

目次

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ
2. PRAの結果から得られるプラントの特徴
3. プラント全体の炉心損傷頻度
4. 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
5. PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
6. 重要事故シーケンスの選定結果
7. 結論

(参考)重要事故シーケンス及び主な重大事故等対処設備について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

- ◆ 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>

- | | | |
|-----------------|-----------|-----------------------------|
| ➤ 内部事象運転時レベル1 | (炉心損傷頻度 | 5.5×10^{-5} /炉年) |
| ➤ 内部事象運転時レベル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 | 3.3×10^{-5} /炉年) |
| ➤ 津波レベル1 | (炉心損傷頻度 | 7.3×10^{-7} /炉年) |
| ➤ 内部事象停止時レベル1 | (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、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号炉は停止中を想定

<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

2. PRAの結果から得られるプラントの特徴

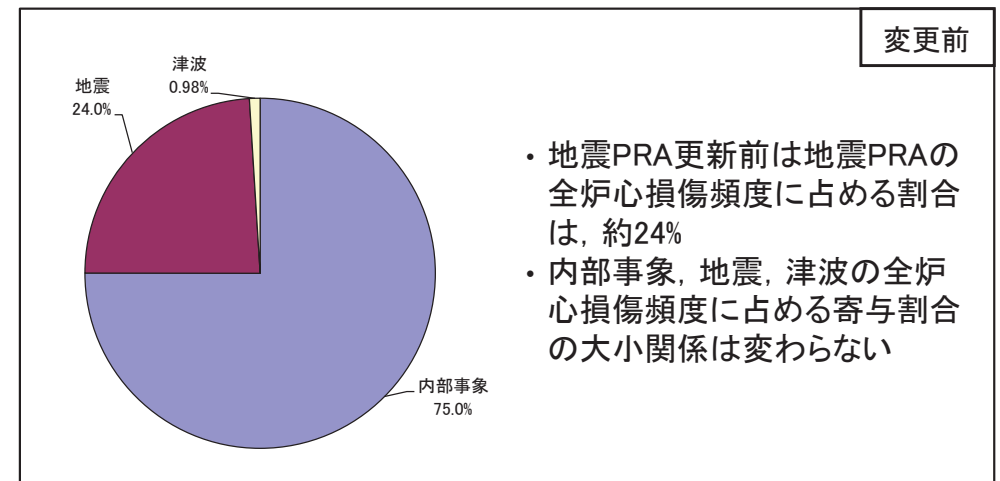
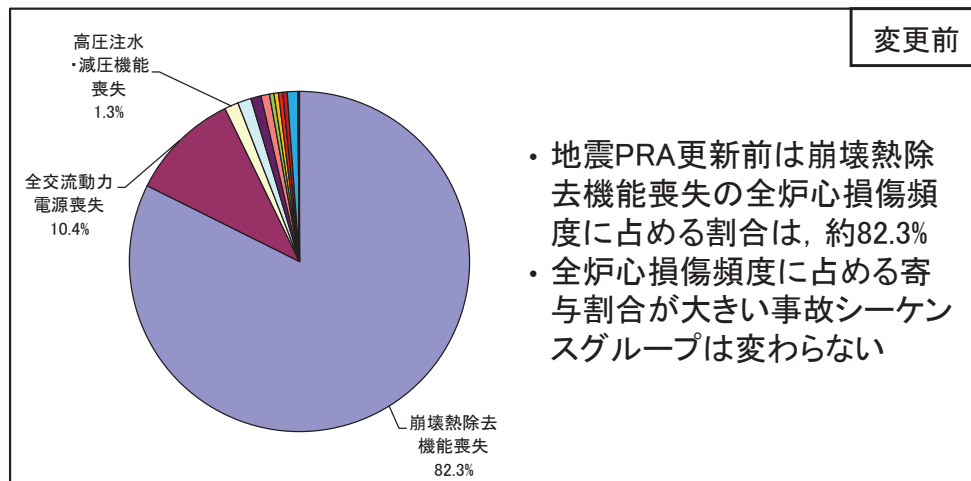
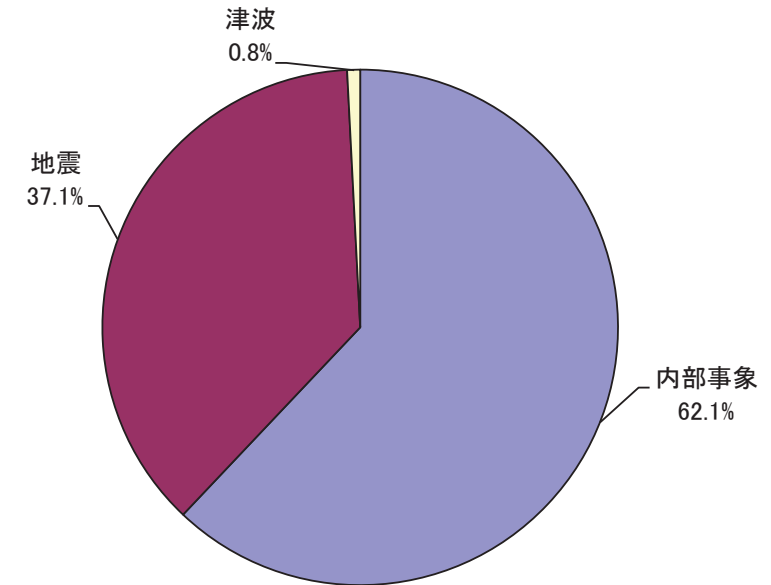
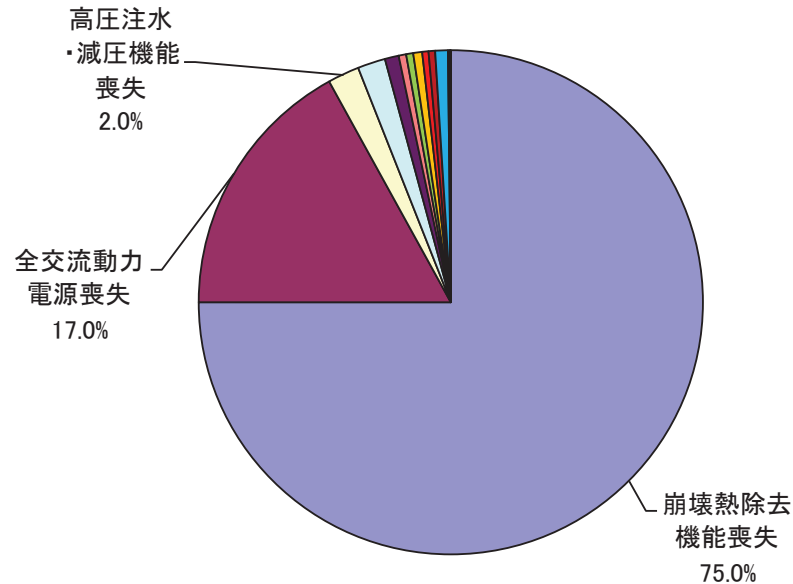
PRA	プラントの特徴(重大事故等対策未考慮)	主な重大事故等対策
内部事象 運転時 レベル1	炉心損傷頻度は、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒除熱手段(残留熱除去系を用いた除熱)の喪失により炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系を用いた除熱 ・常設代替交流電源設備による電源供給
地震レベル1	炉心損傷頻度は、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒地震による外部電源、非常用ディーゼル発電機の喪失後、原子炉隔離時冷却系が一定時間運転を継続するものの、その後、蓄電池の直流電源供給能力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)による原子炉注水
津波レベル1	炉心損傷頻度は、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋への浸水による複数の緩和機能喪失により直接炉心損傷に至る事象の割合が大きい ⇒設計基準を上回る津波が発生し、防潮堤を越える津波が敷地及び建屋内に浸水した結果、複数の緩和機能が喪失し炉心損傷に至ると想定	(建屋内への浸水防止等)*
内部事象 運転時 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 ⇒内部事象運転時レベル1PRA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)(復水移送ポンプ)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
内部事象 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)(復水移送ポンプ)による原子炉注水

※ O.P.33.9mを超える津波の影響を詳細化すれば、O.P.33.9m～38.6mの津波で抽出されるシーケンスは長期TB及びTBUであり、建屋内への浸水防止等により、建屋内の緩和設備への浸水影響を防ぐことができ、炉心損傷を回避できる。O.P.38.6mを超える津波では、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策を活用し、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図る

3. プラント全体の炉心損傷頻度

■プラント全体の炉心損傷頻度評価への影響

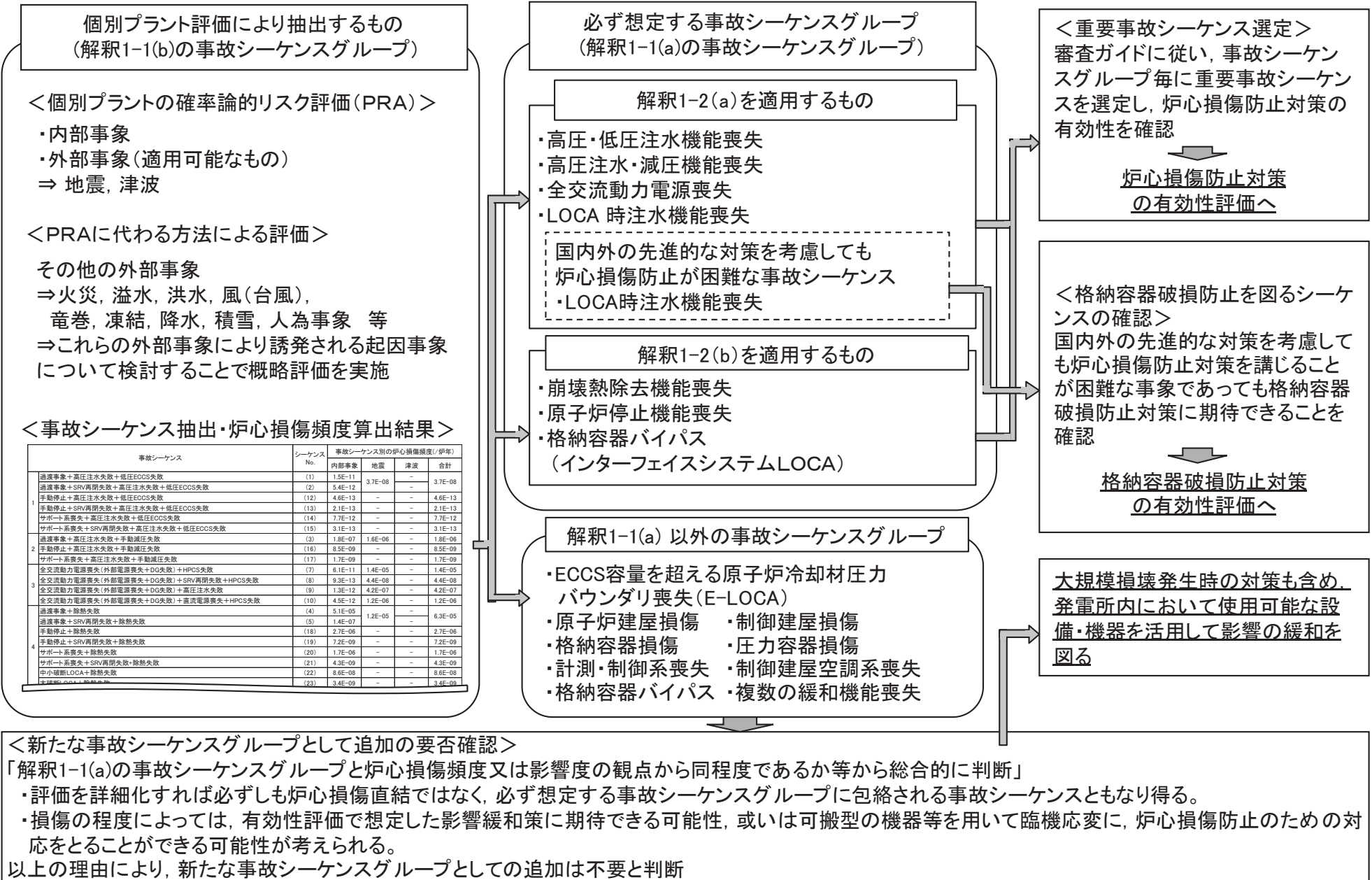
全炉心損傷頻度： 8.9×10^{-5} [／炉年]



事故シーケンスグループ別

事象(内部事象／地震／津波)別

4. 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



5. PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(1/2)

■PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

地震PRAに関する事項

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(/炉年)				全炉心損傷頻度に対する割合	炉心損傷に至る主要因	グループ別炉心損傷頻度(/炉年)	全炉心損傷頻度に対する割合	解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ	規則解釈
		内部事象	地震	津波	合計						
過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(1)	1.5E-11	3.7E-08	-	3.7E-08	<0.1%					
過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(2)	5.4E-12		-							
手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(12)	4.6E-13	-	-	4.6E-13	<0.1%	原子炉注水に失敗	3.7E-08	<0.1%	高圧・低圧注水機能喪失	1-2(a)
手動停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(13)	2.1E-13	-	-	2.1E-13	<0.1%					
サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(14)	7.7E-12	-	-	7.7E-12	<0.1%					
サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(15)	3.1E-13	-	-	3.1E-13	<0.1%					
過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(3)	1.8E-07	1.6E-06	-	1.8E-06	2.0%					
手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(16)	8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%					
サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	(17)	1.7E-09	-	-	1.7E-09	<0.1%					
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	(7)	6.1E-11	1.4E-05	-	1.4E-05	15.1%	サポート機能(電源機能)の喪失	1.5E-05	17.0%	全交流動力電源喪失	1-2(a)
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	(8)	9.3E-13	4.4E-08	-	4.4E-08	<0.1%					
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	(9)	1.3E-12	4.2E-07	-	4.2E-07	0.5%					
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	(10)	4.5E-12	1.2E-06	-	1.2E-06	1.3%					
過渡事象+除熱失敗	(4)	5.1E-05	1.2E-05	-	6.3E-05	70.0%					
過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗	(5)	1.4E-07		-							
手動停止+除熱失敗	(18)	2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.0%	格納容器からの除熱に失敗	6.7E-05	75.0%	崩壊熱除去機能喪失	1-2(b)
手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	(19)	7.2E-09	-	-	7.2E-09	<0.1%					
サポート系喪失+除熱失敗	(20)	1.7E-06	-	-	1.7E-06	1.9%					
サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	(21)	4.3E-09	-	-	4.3E-09	<0.1%					
中小破断LOCA+除熱失敗	(22)	8.6E-08	-	-	8.6E-08	<0.1%					
大破断LOCA+除熱失敗	(23)	3.4E-09	-	-	3.4E-09	<0.1%	反応度抑制に失敗	1.6E-06	1.8%	原子炉停止機能喪失	1-2(b)
過渡事象+原子炉停止失敗	(6)	3.9E-09	7.8E-07	-	7.9E-07	0.9%					
中小破断LOCA+原子炉停止失敗	(24)	8.3E-12	-	-	8.3E-12	<0.1%					
大破断LOCA+原子炉停止失敗	(25)	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 ^{※1}	(11)	-	8.1E-07	-	8.1E-07	0.9%	原子炉冷却材の喪失	8.0E-07	0.9%	LOCA時注水機能喪失	1-2(a)
中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	(26)	4.3E-13	-	-	4.3E-13	<0.1%					
中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	(27)	2.9E-12	-	-	2.9E-12	<0.1%					
大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	(28)	4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%					
E-LOCA ^{※2}	(34)	-	8.0E-07	-	8.0E-07	0.9%				該当なし	
インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)	(29)	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	格納容器貫通配管からの漏洩	2.4E-09	<0.1%	格納容器バイパス(ISLOCA)	1-2(b)
原子炉建屋損傷 ^{※2}	(30)	-	2.5E-08	-	2.5E-08	<0.1%	外部事象による大規模な損傷	2.5E-08	<0.1%	該当なし	
制御建屋損傷 ^{※2}	(31)	-	3.8E-07	-	3.8E-07	0.4%		3.8E-07	0.4%		
格納容器損傷 ^{※2}	(32)	-	5.1E-07	-	5.1E-07	0.6%		5.1E-07	0.6%		
圧力容器損傷 ^{※2}	(33)	-	4.0E-07	-	4.0E-07	0.4%		4.0E-07	0.4%		
計測・制御系喪失 ^{※2}	(35)	-	3.6E-07	-	3.6E-07	0.4%		3.6E-07	0.4%		
制御建屋空調系喪失 ^{※2}	(36)	-	4.3E-07	-	4.3E-07	0.5%		4.3E-07	0.5%		
格納容器バイパス ^{※2}	(37)	-	9.8E-08	-	9.8E-08	0.1%		9.8E-08	0.1%		
複数の緩和機能喪失 ^{※2}	(38)	-	-	7.3E-07	7.3E-07	0.8%		7.3E-07	0.8%		
合計		5.5E-05	3.3E-05	7.3E-07	8.9E-05	-	-	8.9E-05	-	-	-

ハッチング:地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※1:地震発生と同時に最大の加速度を受けるものとして評価している地震レベル1PRAの設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス

※2:解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないことと判断し、新たに追加するシーケンスとはしないこととしたシーケンス

5. PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(2/2)

■事故シーケンス選定ロジック

- 頻度の観点 ⇒ 地震特有の事故シーケンスの全炉心損傷頻度に対する寄与割合はそれぞれ1%未満(下表参照)
- 影響度の観点 ⇒ 地震特有の事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、仮に大規模な損傷が発生した場合でも、発電所内において使用可能な設備・機器を活用して影響の緩和を図る

頻度・影響度の観点から、新たに追加すべき事故シーケンスグループはないと判断

表 地震特有の事故シーケンス

事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度	割合
E-LOCA	ノズル等の損傷または主蒸気逃がし安全弁の開に失敗し、大破断LOCAを上回る規模のLOCAが発生し、炉心損傷に至る	8.0×10^{-7}	0.9%
原子炉建屋損傷	原子炉建屋の損傷により、原子炉格納容器、原子炉圧力容器、非常用交流電源や注水設備等の広範囲にわたる建屋内の構築物及び緩和設備が損傷し、炉心損傷に至る	2.5×10^{-8}	<0.1%
制御建屋損傷	制御建屋の損傷により、建屋内の中央制御盤及び直流電源等が損傷し、炉心損傷に至る	3.8×10^{-7}	0.4%
格納容器損傷	原子炉格納容器等の損傷により、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内配管、主蒸気逃がし安全弁等の原子炉格納容器内及び周辺設備が損傷し、炉心損傷に至る	5.1×10^{-7}	0.6%
圧力容器損傷	原子炉圧力容器の損傷により大規模なLOCAの発生及び緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る	4.0×10^{-7}	0.4%
計測・制御系喪失	計測機器及び制御盤の損傷により、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る	3.6×10^{-7}	0.4%
制御建屋空調系喪失※	制御建屋内の空調設備及びその補機系の損傷により、制御盤が熱的要因により機能喪失し、炉心損傷に至る	4.3×10^{-7}	0.5%
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁、原子炉冷却材浄化系隔離弁または給水系隔離弁の損傷による原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離失敗及び原子炉格納容器外の耐震重要度低クラス配管の損傷により、格納容器バイパスが発生し、炉心損傷に至る	9.8×10^{-8}	0.1%

※「制御建屋空調系喪失」と「計測・制御系喪失」は制御盤の機能が喪失するという点では同様であるが、「制御建屋空調系喪失」では、制御盤が空調の喪失による温度上昇により、時間遅れを伴い間接的に機能喪失する事象であり、「計測・制御系喪失」では、地震により、時間遅れを伴わず直接制御盤が機能喪失する事象のため、「事故の進展及び時間余裕」が異なることから、別の事故シーケンスに整理している。

6. 重要事故シーケンスの選定結果(1/6)

■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。

重要事故シーケンスの選定について (1/6)

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＋高圧注水失敗＋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）（復水移送ポンプ） 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 	低	高	高	高	<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> <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> <p><cの観点> SRV再閉失敗を含む場合は、SRVにより一定程度減圧されるため、再閉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再閉失敗を含まない場合を「高」とした。</p> <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>
	②過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		低	高	低	中	
	③手動停止＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	高	低	
	④手動停止＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		低	低	低	低	
	⑤サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		中	低	高	低	
	⑥サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗		中	低	低	低	

6. 重要事故シーケンスの選定結果(2/6)

重要事故シーケンスの選定について (2/6)

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	
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ① 過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 代替自動減圧機能 	低	高	中	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＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため, 起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは, ②～③の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>
	② 手動停止＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗		低	低	中	低	
	③ サポート系喪失＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗		中	低	中	低	

6. 重要事故シーケンスの選定結果(3/6)

重要事故シーケンスの選定について (3/6)

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(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)(復水移送ポンプ) 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「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)」 ^{※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畳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現れると考えられ、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原子炉格納容器フィルタベント系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水系の有効性を確認することができる。
	◎ ①全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	<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)(復水移送ポンプ) 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「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)」 ^{※1} を重要事故シーケンスとして選定。	
	◎ ①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	<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)(直流駆動低圧注水ポンプ) 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「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」 ^{※1} を重要事故シーケンスとして選定。	
	◎ ①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	<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)(復水移送ポンプ) 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ) 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「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」 ^{※1} を重要事故シーケンスとして選定。	

※1 : PRAの結果抽出した事故シーケンスの名称に対し、機器の表記の変更、機能喪失の状態の付記等を行い、重要事故シーケンスの名称とした。

6. 重要事故シーケンスの選定結果(4/6)

重要事故シーケンスの選定について (4/6)

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	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 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 	高	中	高	高	<p><aの観点> 「外部電源喪失」が発生した場合、安全機能のサポート機能が喪失し、それらを必要とする機器が使用できないため、「高」とした。「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、「手動停止」及び「LOCA」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> <p><bの観点> 「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、過渡事象よりも事象進展が遅いことから、「低」とした。</p> <p>「外部電源喪失」、「中小破断LOCA」及び「大LOCA」については、「手動停止」及び「サポート系喪失」と比較して事象進展が早い、崩壊熱除去までの余裕時間は同程度(8時間以上)であることから、「中」とした。</p> <p><cの観点> 「手動停止」、「サポート系喪失」については、原子炉出力がある程度低下するまでの期間常用系で除熱ができるため、「低」とした。「過渡事象」及びLOCAについては、常用系による除熱ができず、必要な除熱量が大きくなるため「高」とした。</p> <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>
	②過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起因事象を含む)		高	中	高	低	
	③手動停止+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	④手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑥サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑦中小破断LOCA+崩壊熱除去失敗		低	中	高	低	
	⑧大LOCA+崩壊熱除去失敗		低	中	高	低	

【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+崩壊熱除去失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

なお、崩壊熱除去機能喪失としては、審査ガイドに従い、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」を想定することとした。

【重要事故シーケンスの包絡性】
LOCAを起因とする⑦、⑧の事故シーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて「LOCA時注水機能喪失」において評価することから、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。
交流電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失している事故シーケンスが含まれるものの、主要な炉心損傷防止対策の電源を常設代替交流電源とする場合、有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは、②～⑥の事故シーケンスに対し包絡性を有している。

6. 重要事故シーケンスの選定結果(5/6)

重要事故シーケンスの選定について (5/6)

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	
原子炉 停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗		低	高	中	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+原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 LOCAを起因とする②, ③の事故シーケンスの場合、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、代替制御棒挿入機能に期待することにより対応可能であり、その炉心損傷頻度は極めて小さい。本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、①の事故シーケンスは、②～③の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>
	②中小破断LOCA+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による自動減圧系作動阻止 高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系 代替制御棒挿入機能 	低	高	高	低	
	③大LOCA+原子炉停止失敗		低	高	低	低	

6. 重要事故シーケンスの選定結果(6/6)

重要事故シーケンスの選定について (6/6)

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		
LOCA時 注水機能喪失	◎ ① 中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 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) (復水移送ポンプ) 	低	高	高	中	<p><aの観点> LOCA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> <p><bの観点> LOCAについては、事象進展が早いため、「高」とする。なお、低圧ECCS失敗を含まない事故シーケンスについては、十分な台数が備えられているSRVを用いた手動減圧により低圧ECCSに期待でき、かつ設備容量の大きい低圧ECCSに期待できるため手動減圧の余裕時間を大きく取れることから「中」とした。</p>	<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「中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、以上に加え、審査ガイド記載の解析条件（「低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する」）、また、原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し、有効性評価においては、 ①「中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗」 + 原子炉自動減圧失敗 + 崩壊熱除去機能喪失 について対策の有効性を確認する。</p>
	◎ ② 中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗		<p><cの観点> 減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる設備は、注水設備容量が低圧ECCSに比べ少ないため、低圧ECCS失敗を含むシーケンスを「高」とし、原子炉自動減圧失敗を含むシーケンスを「中」とした。</p> <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>	低	中	中	高	<p>【重要事故シーケンスの包絡性】 ・②の事故シーケンスについては、原子炉自動減圧に失敗している点が、①の事故シーケンスと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については、重要事故シーケンスにおいて重畳を考慮しているため、重要事故シーケンスに包絡されている。</p>
格納容器 バイパス (ISLOCA)	◎ ① ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> 減圧による漏えい低減 隔離操作 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系 	-	-	-	-	<p>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。</p>	<p>①「ISLOCA」を重要事故シーケンスとして選定。</p> <p>格納容器バイパスに至る事故シーケンスは①のシーケンスのみであり、対策により炉心損傷防止が期待できる。</p>

7. 結論

- 確率論的地震ハザードの更新に伴い、地震PRAのCDFが増加したものの、外部事象特有の事故シーケンスの全CDFに対する寄与割合は1%未満である。

また、外部事象特有の事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、仮に大規模な損傷が発生した場合でも、影響を緩和する対策(大規模損壊対策)を整備している。

- これにより、確率論的地震ハザードの変更により、事故シーケンスグループの選定への影響はなく、新たな事故シーケンスグループの追加は不要であると判断した。

(参考)重要事故シーケンス及び主な重大事故等対処設備について

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＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) ・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＋高圧注水失敗＋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(蓄電池枯渇後RCIC停止)	<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)(復水移送ポンプ) ・原子炉補機代替冷却水系 ・所内常設蓄電式直流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・手動減圧 ・原子炉格納容器フィルタベント系 ・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 		SAFER MAAP
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG失敗)＋高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系 ・上記の点線枠内の対策 		
	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	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ) ・上記の点線枠内の対策 		
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	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系※1 ・高圧代替注水系※1 ・低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ) ・上記の点線枠内の対策 			
崩壊熱除去機能喪失[取水機能喪失時/残留熱除去系故障時]【TW】	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)(復水移送ポンプ) ・原子炉補機代替冷却水系 ・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
原子炉停止機能喪失【TC】	過渡事象＋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＋高圧注水失敗＋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)(復水移送ポンプ) ・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(ISLOCA)	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧による漏えい低減 ・隔離操作 		SAFER

※1:事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止の成否には不確かさが残るが、影響緩和に期待できる設備