

女川原子力発電所2号炉 炉心損傷防止対策のシーケンス選定の概要について

東北電力株式会社
平成29年11月

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. 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
 6. 重要事故シーケンスの選定結果
 7. 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
- 参考 1 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
- 参考 2 有効性評価における事故シーケンスグループと主要な事故対策の関係

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	1.8×10^{-5} /炉年)
➤ 津波レベル 1	(炉心損傷頻度	4.5×10^{-6} /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



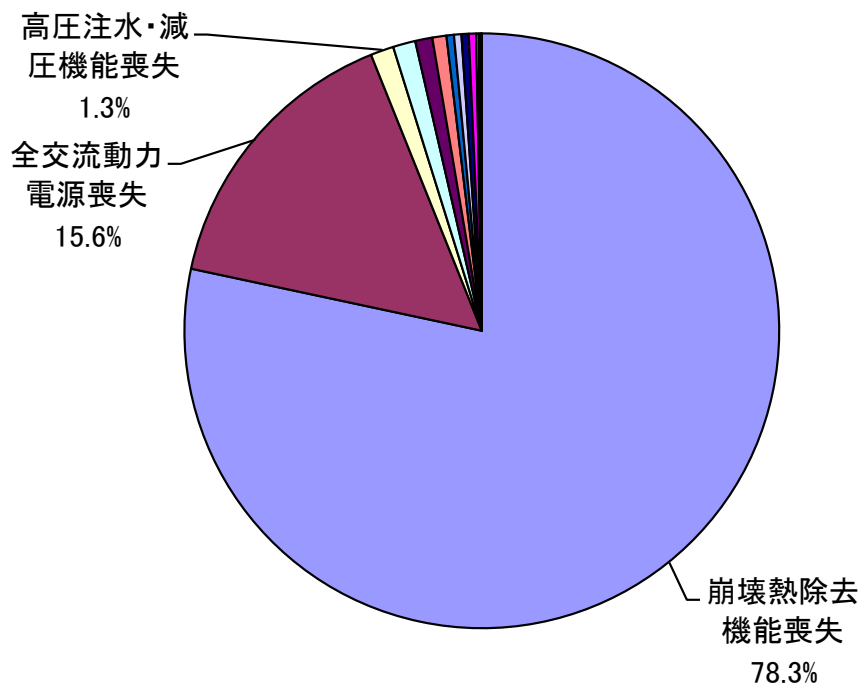
評価項目を満足することを確認

2. PRAの結果から得られるプラントの特徴

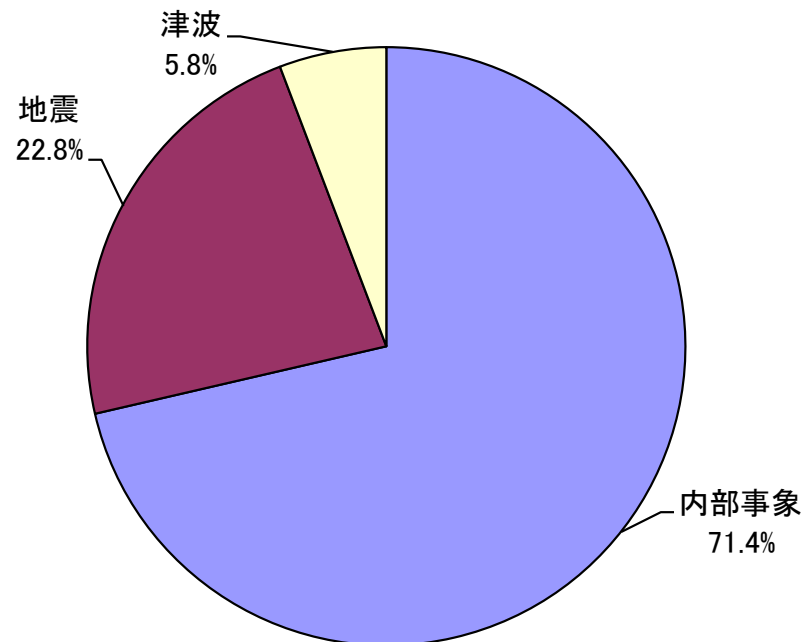
PRA	プラントの特徴（重大事故等対策未考慮）	主な重大事故等対策
内部事象 運転時 レベル1	炉心損傷頻度は、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒除熱手段（残留熱除去系を用いた除熱）の喪失により炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却水系を用いた除熱 ・常設代替交流電源設備による電源供給
地震レベル1	炉心損傷頻度は、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒地震による外部電源、非常用ディーゼル発電機の喪失後、原子炉隔離時冷却系が一定時間運転を継続するものの、その後、蓄電池の直流電源供給能力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、原子炉補機冷却海水系が喪失後、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
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
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）による原子炉注水

3. プラント全体の炉心損傷頻度

全CDF : 7.8×10^{-5} [/ 炉年]

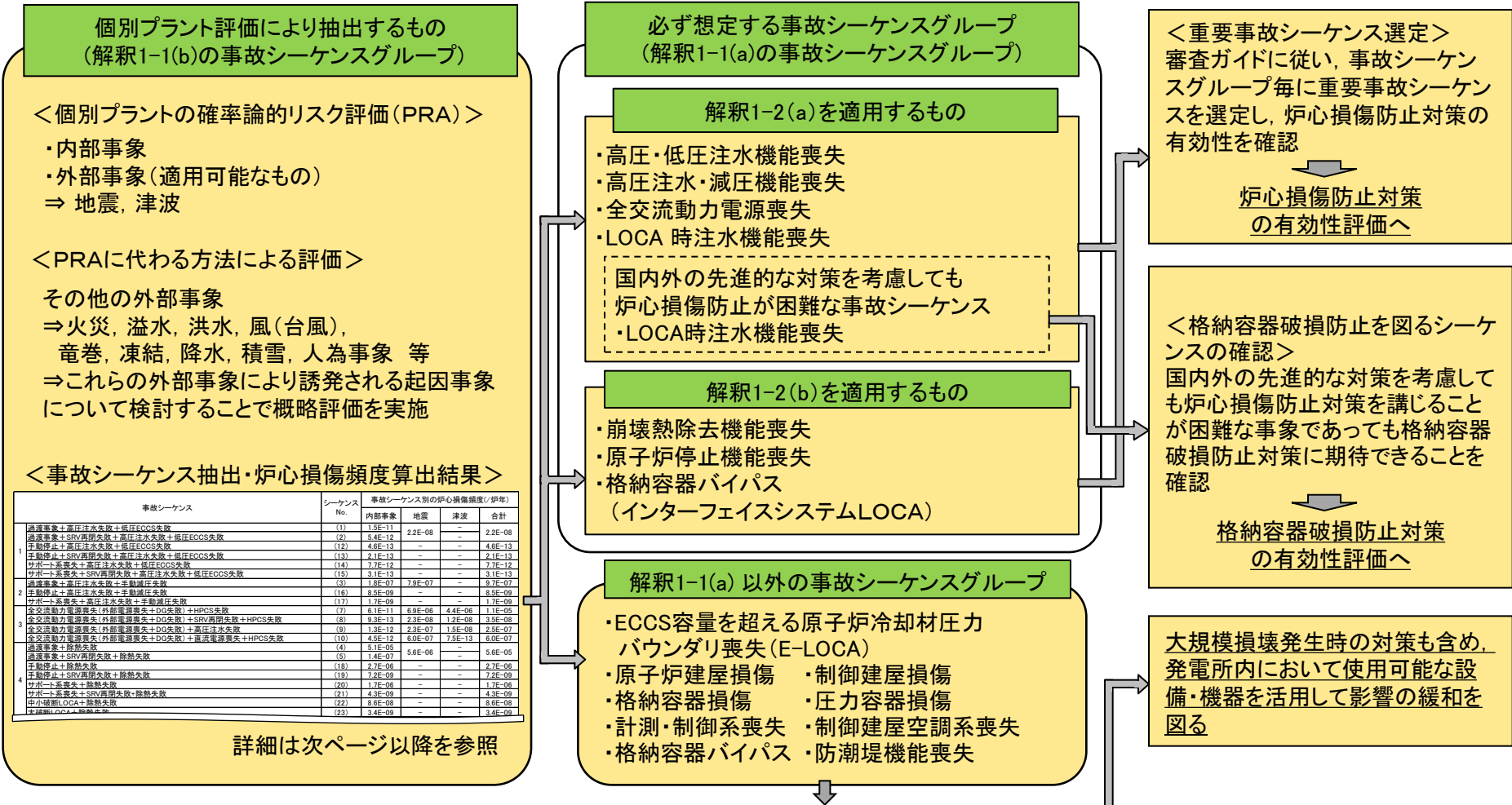


事故シーケンスグループ別



事象 (内部 / 外部) 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



<新たな事故シーケンスグループとして追加の要否確認>

「解釈1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断」

- ・評価を詳細化すれば必ずしも炉心損傷直結ではなく, 必ず想定する事故シーケンスグループに包絡される事故シーケンスともなり得る。
- ・損傷の程度によっては, 有効性評価で想定した影響緩和策に期待できる可能性, 或いは可搬型の機器等を用いて臨機応変に, 炉心損傷防止のための対応をとることができる可能性が考えられる。

以上の理由により, 新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断

5. 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度(1/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(/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+高圧注水失敗+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再開失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	5.4E-12		-				
		手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	4.6E-13	-	-	4.6E-13			
		手動停止+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	2.1E-13	-	-	2.1E-13			
		サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	7.7E-12	-	-	7.7E-12			
		サポート系喪失+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	3.1E-13	-	-	3.1E-13			
2	高圧注水・減圧 機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07	1.2%	9.8E-07	1.3%
		手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%		
		サポート系喪失+高圧注水失敗+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	4.4E-06	1.1E-05	14.4%	1.2E-05	15.6%
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再開失敗+HPCS失敗	9.3E-13	2.3E-08	1.2E-08	3.5E-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	1.3E-12	2.3E-07	1.5E-08	2.5E-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	7.5E-13	6.0E-07	0.8%		

全炉心損傷頻度の約95.8%を炉心損傷防止対策でカバー

(次ページに続く)

5. 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度(2/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(/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	過渡事象+除熱失敗	5.1E-05	5.6E-06	-	5.6E-05	72.7%	6.1E-05	78.3%	
		過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗	1.4E-07		-					
		手動停止+除熱失敗	2.7E-06	-	-	2.7E-06				3.4%
		手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	7.2E-09	-	-	7.2E-09				<0.1%
		サポート系喪失+除熱失敗	1.7E-06	-	-	1.7E-06				2.1%
		サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	4.3E-09	-	-	4.3E-09				<0.1%
		中小破断LOCA+除熱失敗	8.6E-08	-	-	8.6E-08				0.1%
		大破断LOCA+除熱失敗	3.4E-09	-	-	3.4E-09				<0.1%
5	原子炉停止 機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	3.9E-09	4.5E-07	7.0E-14	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
		中小破断LOCA+原子炉停止失敗	8.3E-12	-	-	8.3E-12	<0.1%			
		大破断LOCA+原子炉停止失敗	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}	-	5.0E-07	-	5.0E-07	0.6%			
6	LOCA時注水 機能喪失	中小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 ^{※2}	4.3E-13	-	-	4.3E-13	<0.1%	7.2E-07	0.9%	
		中小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗 ^{※2}	2.9E-12	-	-	2.9E-12	<0.1%			
		大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%			
7	格納容器バイパス (ISLOCA)	インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	2.4E-09	<0.1%	
合計		5.5E-05	1.8E-05	4.5E-06	7.8E-05	100% ^{※3}	7.8E-05	100% ^{※3}		

※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、炉心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 : 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。

※3 : 100%には除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。

ハッチング : 国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス。原子炉への注水により影響を緩和できる場合がある。

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） 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>【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＋低圧ECCS失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【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	

(次ページに続く)

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		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手動停止＋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	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	

(次ページに続く)

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 高压代替注水系 低压代替注水系(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「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)+高压注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 手動減圧 高压代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) 低压代替注水系(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「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高压注水失敗(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 高压代替注水系(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) 低压代替注水系(可搬型) 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"> 高压代替注水系 可搬型代替直流電源設備 手動減圧 低压代替注水系(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「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。

(次ページに続く)

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」の起回事象を含む)	<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>備考 (a:系統間機能依存性, b:余裕時間, c:設備容量, d:代表シーケンス)</p> <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><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再開失敗＋崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)		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再開失敗＋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再開失敗 ＋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	

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】</p> <p>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,</p> <p>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>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】</p> <ul style="list-style-type: none"> ②の事故シーケンスについては, LOCAを起因事象としている点, ①の事故シーケンスと異なる。LOCAを起因とするシーケンスについては, 「代替制御棒挿入機能」及び「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」による反応度制御により対応できる。本シーケンスは①のシーケンスにおいて「代替制御棒挿入機能」の有効性を確認することで①の重要事故シーケンスに包絡されている。なお, LOCAに伴う水位低下の影響については, 高圧ECCS注水及び低圧ECCSの機能喪失を含めて事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」において評価する。
	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) 	低	高	高	中	<p>【重要事故シーケンスの選定】</p> <p>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,</p> <p>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,</p> <p>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> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。
	◎ ② 中小破断LOCA+ 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗		低	中	中	高	<p><cの観点></p> <p>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></p> <p>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>
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>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. 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) ・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) ・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 ・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(可搬型) ・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) ・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) ・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

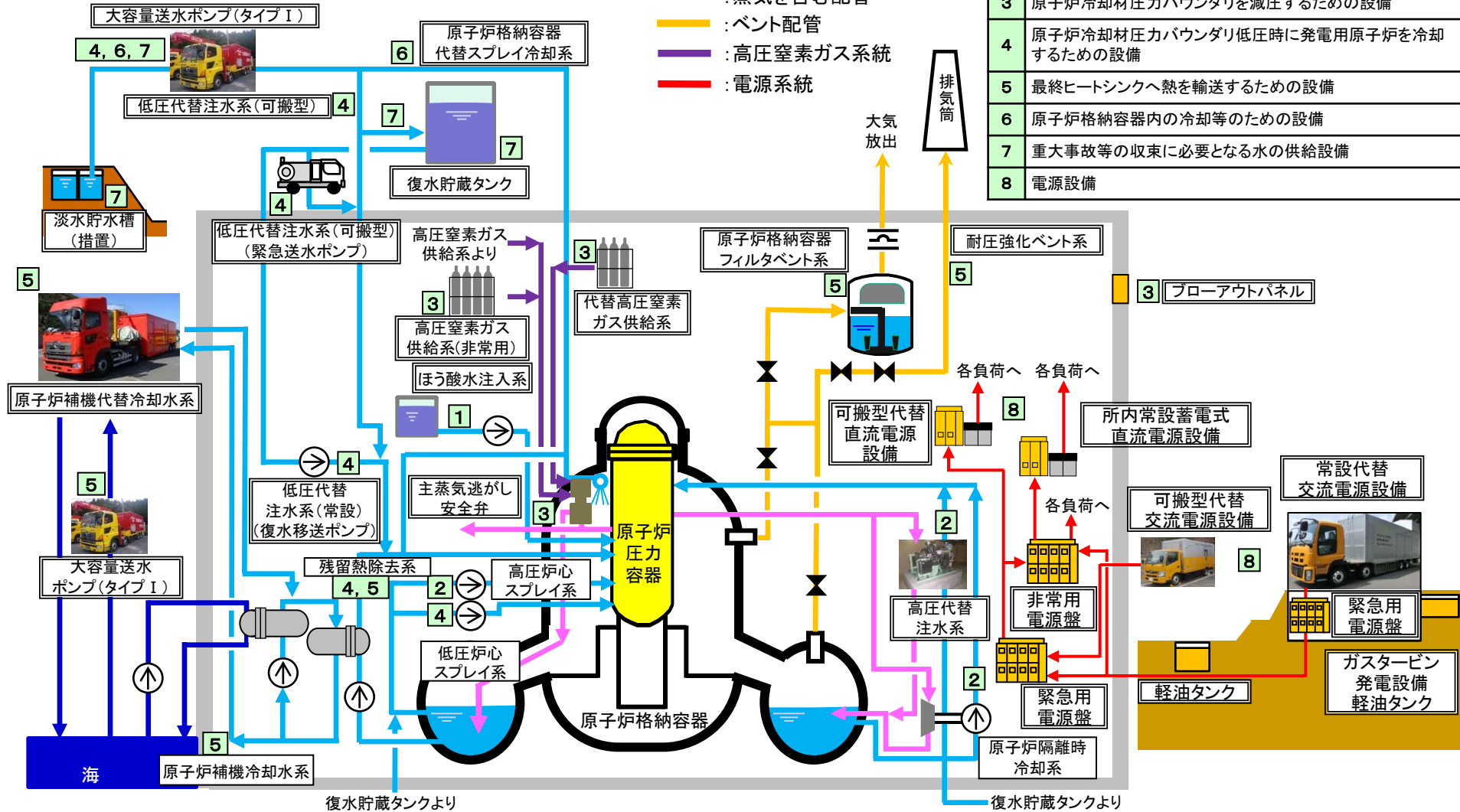
※1: 事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止の成否には不確かさが残るが、影響緩和に期待できる設備

参考1 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

□ : 重大事故等対処設備
 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

— : 水を含む配管
 — : 海水を含む配管
 — : 蒸気を含む配管
 — : ベント配管
 — : 高圧窒素ガス系統
 — : 電源系統

1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
2	原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3	原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備
4	原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
7	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
8	電源設備



復水貯蔵タンクより

復水貯蔵タンクより

参考2 有効性評価における事故シーケンスグループと主要な事故対策の関係

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)	◎		○	○	○		○			◎	
	低压代替注水系(可搬型)			△	△	△	◎	△			△	
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(原子炉補機冷却水系)		○								○	○
	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