

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改76
提出年月日	平成30年2月9日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成30年2月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 1.1 概 要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施方針
- 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定につ
いて

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード
について

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD，TBU）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

第1-1表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起回事象	事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	○	—	(1)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	○	—	(2)
	高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	○	—	(3)
	RHR失敗	○	○	—	(4)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	○	—	(5)
	原子炉停止失敗	○	○	—	(6)
外部電源喪失	DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	○	○	—	(7)
	DG失敗+高压炉心冷却失敗	○	○	—	(8)
	DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	○	○	—	(9)
	直流電源失敗+HPCS失敗	○	○	—	(10)
	DG失敗(HPCS成功)	○	○	—	(11)
	DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	○	○	—	(12)
	直流電源失敗(HPCS成功)	○	○	—	(13)
	直流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(14)
交流電源喪失+原子炉停止失敗	—	○	—	(15)	
手動停止/ サポート系喪失 (手動停止)	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(16)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(17)
	高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(18)
	RHR失敗	○	—	—	(19)
サポート系喪失 (自動停止)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	—	—	(20)
	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(21)
	逃がし安全弁再閉鎖失敗+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(22)
	高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	○	—	—	(23)
	RHR失敗	○	—	—	(24)
サポート系喪失 (直流電源故障)	逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	○	—	—	(25)
	原子炉停止失敗	○	—	—	(26)
	(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	○	—	—	(27)
	(外部電源喪失)+DG失敗+高压炉心冷却失敗	○	—	—	(28)
サポート系喪失 (直流電源故障)	(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	○	—	—	(29)
	(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)	○	—	—	(30)
	(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	○	—	—	(31)
	中小破断LOCA	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—
高压炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		○	—	—	(33)
RHR失敗		○	—	—	(34)
原子炉停止失敗		○	—	—	(35)
大破断LOCA	高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗	○	—	—	(36)
	RHR失敗	○	—	—	(37)
	原子炉停止失敗	○	—	—	(38)
インターフェイス システムLOCA	インターフェイスシステムLOCA	○	—	—	(39)
地震に伴う損傷	原子炉建屋損傷	—	○	—	(40)
	格納容器損傷	—	○	—	(41)
	原子炉圧力容器損傷	—	○	—	(42)
	格納容器バイパス	—	○	—	(43)
	Excessive LOCA	—	○	—	(44)
計装・制御系喪失	—	○	—	(45)	
津波に伴う損傷	防潮堤損傷	—	—	○	(46)
	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	—	—	○	(47)
	最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)	—	—	○	(48)
	最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗	—	—	○	(49)
最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	—	—	○	(50)	

第1-2表 PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンスNo.	事故シーケンス別CDF (／年)				全CDFに対する割合 (%)	解釈1-1との対応	事故シーケンスグループ	グループ別CDF (／年)	全CDFに対する割合 (%)	解釈1-2との対応			
		内部事象	地震	津波	合計									
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(1)	3.2E-10	4.6E-07	—	4.6E-07	0.6	高圧・低圧注水機能喪失	4.7E-07	0.6	1-2(a)				
過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(2)	2.0E-10	2.5E-09	—	2.7E-09	<0.1								
手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(16)	4.2E-10	—	—	4.2E-10	<0.1								
手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(17)	4.3E-11	—	—	4.3E-11	<0.1								
サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(21)	2.5E-09	—	—	2.5E-09	<0.1								
サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(22)	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1								
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(3)	9.4E-09	1.3E-06	—	1.3E-06	1.7					高圧注水・減圧機能喪失	1.3E-06	1.8	1-2(a)
手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(18)	2.6E-09	—	—	2.6E-09	<0.1								
サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(23)	8.3E-09	—	—	8.3E-09	<0.1								
外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	(7)	5.7E-08	5.6E-09	—	6.3E-08	<0.1					全交流動力電源喪失	2.7E-06	3.6	1-2(a)
サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	(27)	2.0E-08	—	—	2.0E-08	<0.1								
外部電源喪失+直流電源失敗+HPCS失敗	(10)	6.0E-12	2.1E-06	—	2.1E-06	2.8								
外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	(9)	3.0E-10	2.4E-09	—	2.7E-09	<0.1								
サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	(29)	2.3E-10	—	—	2.3E-10	<0.1								
外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	(8)	2.0E-10	4.4E-07	—	4.5E-07	0.6								
サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	(28)	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1								
過渡事象+RHR失敗	(4)	4.4E-05	5.4E-06	—	4.9E-05	65.1	崩壊熱除去機能喪失	6.6E-05	87.6	1-2(b)				
過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	(5)	3.8E-07	2.9E-08	—	4.1E-07	0.5								
外部電源喪失+DG失敗(HPCS成功)	(19)	6.9E-07	6.4E-08	—	7.5E-07	1.0								
外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	(20)	3.6E-09	3.3E-10	—	3.9E-09	<0.1								
外部電源喪失+直流電源失敗(HPCS成功)	(24)	6.9E-10	1.2E-11	—	7.0E-10	<0.1								
手動停止/サポート系喪失(手動停止)+RHR失敗	(25)	9.9E-06	—	—	9.9E-06	13.2								
手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	(33)	5.2E-08	—	—	5.2E-08	<0.1								
サポート系喪失(自動停止)+RHR失敗	(37)	1.7E-06	—	—	1.7E-06	2.3								
サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	(11)	8.9E-09	—	—	8.9E-09	<0.1								
サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)	(12)	4.1E-06	—	—	4.1E-06	5.4								
サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)	(13)	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1								
中小破断LOCA+RHR失敗	(31)	7.4E-08	—	—	7.4E-08	<0.1								
大破断LOCA+RHR失敗	(30)	3.0E-09	—	—	3.0E-09	<0.1								
過渡事象+原子炉停止失敗	(6)	2.5E-08	7.9E-08	—	1.0E-07	0.1					原子炉停止機能喪失	1.4E-07	0.2	1-2(b)
サポート系喪失(自動停止)+原子炉停止失敗	(26)	3.8E-11	—	—	3.8E-11	<0.1								
中小破断LOCA+原子炉停止失敗	(38)	5.4E-11	—	—	5.4E-11	<0.1								
大破断LOCA+原子炉停止失敗	(34)	2.2E-12	—	—	2.2E-12	<0.1								
直流電源喪失+原子炉停止失敗	(14)	—	2.6E-08	—	2.6E-08	<0.1								
交流電源喪失+原子炉停止失敗	(15)	—	1.4E-08	—	1.4E-08	<0.1								
中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(35)	1.5E-11	—	—	1.5E-11	<0.1								
中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	(36)	4.6E-12	—	—	4.6E-12	<0.1								
大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	(32)	1.4E-12	—	—	1.4E-12	<0.1								
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(Excessive LOCA)	(44)	—	3.0E-10	—	3.0E-10	<0.1								
インターフェイスシステムLOCA	(39)	4.8E-10	—	—	4.8E-10	<0.1	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	4.8E-10	<0.1	1-2(b)				
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	(47)	—	—	7.6E-07	7.6E-07	1.0								
最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)	(48)	—	—	3.2E-06	3.2E-06	4.2	津波浸水による注水機能喪失	4.0E-06	5.3	1-2(a)				
最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	(49)	—	—	1.1E-08	1.1E-08	<0.1								
最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	(50)	—	—	1.7E-08	1.7E-08	<0.1								
原子炉建屋損傷	(40)	—	1.5E-07	—	1.5E-07	0.2								
格納容器損傷	(41)	—	4.1E-09	—	4.1E-09	<0.1								
原子炉圧力容器損傷	(42)	—	2.2E-07	—	2.2E-07	0.3								
格納容器バイパス	(43)	—	3.2E-08	—	3.2E-08	<0.1								
計装・制御系喪失	(45)	—	3.7E-10	—	3.7E-10	<0.1								
防潮堤損傷	(46)	—	—	3.3E-07	3.3E-07	0.4								
合計		6.1E-05	1.0E-05	4.3E-06	7.5E-05	100.0					—	—	7.5E-05	100.0

ハッチング: 解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接対応せず、全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、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したもの。

第1-3表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策及び炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シーケンス別CDF (ノイ年)				全CDF ^{※1} に対する割合 (%)	グループ別CDF (ノイ年)	全CDF ^{※1} に対する割合 (%)	備考	
			内部事象	地震	津波	合計					
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設)	3.2E-10	4.6E-07	—	4.6E-07	0.6	4.7E-07	0.6		
	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・原子炉手動減圧 ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	2.0E-10	2.5E-09	—	2.7E-09	<0.1				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	4.2E-10	—	—	4.2E-10	<0.1				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント	4.3E-11	—	—	4.3E-11	<0.1				
	サボート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	2.5E-09	—	—	2.5E-09	<0.1				
サボート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1					
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	・高圧代替注水系	9.4E-09	1.3E-06	—	1.3E-06	1.7	1.3E-06	1.8		
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	・低圧炉心スプレイ系	2.6E-09	—	—	2.6E-09	<0.1				
	サボート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	・過渡時自動減圧機能 ・残留熱除去系	8.3E-09	—	—	8.3E-09	<0.1				
全交流動力電源喪失	長期T B	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・原子炉手動減圧 ・代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) ・残留熱除去系	5.7E-08	5.6E-09	—	6.3E-08	<0.1	2.7E-06	3.6	
		サボート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	2.0E-08	—	—	2.0E-08	<0.1			
	T B D	外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗	6.0E-12	2.1E-06	—	2.1E-06	2.8				
	T B U	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	2.0E-10	4.4E-07	—	4.5E-07	0.6				
	T B P	サボート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗+高圧炉心冷却失敗	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1				
崩壊熱除去機能喪失	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・上記の点検枠内の対策	3.0E-10	2.4E-09	—	2.7E-09	<0.1	6.6E-05	87.6	全炉心損傷頻度の約99%を炉心損傷防止対策でカバー	
	サボート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	・上記の点検枠内の対策	2.3E-10	—	—	2.3E-10	<0.1				
	過渡事象+RHR失敗	[RHR故障時]	4.4E-05	5.4E-06	—	4.9E-05	65.1				
	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系	3.8E-07	2.9E-08	—	4.1E-07	0.5				
	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	・低圧代替注水系 (常設)	6.9E-07	6.4E-08	—	7.5E-07	1.0				
	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)	・原子炉手動減圧 ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	3.6E-09	3.2E-10	—	3.9E-09	<0.1				
	外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)	・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	6.9E-10	1.2E-11	—	7.0E-10	<0.1				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + RHR失敗	・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント	9.9E-06	—	—	9.9E-06	13.2				
	手動停止/サボート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	5.2E-08	—	—	5.2E-08	<0.1				
	サボート系喪失 (自動停止) + RHR失敗	[取水機能喪失時]	1.7E-06	—	—	1.7E-06	2.3				
サボート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系 (常設)	8.9E-09	—	—	8.9E-09	<0.1					
サボート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗 (HPCS成功)	・原子炉手動減圧	4.1E-06	—	—	4.1E-06	5.4					
サボート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)	・残留熱除去系	2.1E-08	—	—	2.1E-08	<0.1					
中小破断LOCA+RHR失敗	・常設代替高圧電源装置	7.4E-08	—	—	7.4E-08	<0.1					
大破断LOCA+RHR失敗	・常設代替直流電源設備	3.0E-09	—	—	3.0E-09	<0.1					
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ	2.5E-08	7.9E-08	—	1.0E-07	0.1	1.4E-07	0.2		
	サボート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗	・ほう酸水注入系	3.8E-11	—	—	3.8E-11	<0.1				
	中小破断LOCA+原子炉停止失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系	5.4E-11	—	—	5.4E-11	<0.1				
	大破断LOCA+原子炉停止失敗	・残留熱除去系	2.2E-12	—	—	2.2E-12	<0.1				
	直流電源喪失+原子炉停止失敗 ^{※2}	—	—	2.6E-08	—	2.6E-08	<0.1				
交流電源喪失+原子炉停止失敗 ^{※2}	—	1.4E-08	—	—	1.4E-08	<0.1					
LOCA時注水機能喪失	中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 ^{※3}	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉手動減圧 ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	1.5E-11	—	—	1.5E-11	<0.1	2.2E-11	<0.1		
	中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ^{※3}	・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	4.6E-12	—	—	4.6E-12	<0.1				
	大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 ^{※4}	—	1.4E-12	—	—	1.4E-12	<0.1				
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	・破損系統を除く原子炉注水機能 ・原子炉手動減圧 ・破損系統の隔離 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	4.8E-10	—	—	4.8E-10	<0.1	4.8E-10	<0.1		
	津波浸水による注水機能喪失	・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉手動減圧 ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	—	—	7.6E-07	7.6E-07	1.0	4.0E-06	5.3		
最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)	—	—	3.2E-06	3.2E-06	4.2						
最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗	—	—	1.1E-08	1.1E-08	<0.1						
最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	—	—	1.7E-08	1.7E-08	<0.1						
合計			6.1E-05	1.0E-05	4.0E-06	7.5E-05	99.0	7.5E-05	99.0	—	

※1 全CDFは第1-2表で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した事故シーケンスの炉心損傷頻度を含む。
 ※2 地震発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価している地震レベル1 PRAの設定上抽出された事故シーケンスであるが、地震時の卓越点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」が発信し、炉内構造物が損傷する加速度に到達する前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生しがないと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象として取り扱わないと判断した事故シーケンス。
 ※3 LOCAの破断規模が大きい場合は、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。
 ※4 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。

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定 (1/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点との関係と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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	低	高	高	高	a. サポート系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シーケンスについては、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失(自動停止)を起因とする事故シーケンスについては、過渡事象(給水流量の全喪失)に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失(手動停止)については「低」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。また、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは、代替注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功時の方が難しくなる。以上より、過渡事象(給水流量の全喪失)又はサポート系喪失(自動停止)を起因とする逃がし安全弁の再閉鎖に成功している事故シーケンスを「高」、過渡事象(給水流量の全喪失)又はサポート系喪失(自動停止)を起因とする逃がし安全弁の再閉鎖に失敗している事故シーケンスを「中」、手動停止/サポート系喪失(手動停止)を起因とする事故シーケンスを「低」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. 着眼点について、◎～⑥はサポート系1区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。 b. 着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして①、②を抽出した。 c. 着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして①、⑤を抽出した。 d. 頻度の観点では①が支配的となった。 以上より、①を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な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と考えられる過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは、◎～⑥の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。	
	- ②過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		低	高	中	低			
	- ③手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		中	低	低	低			
	- ④手動停止/サポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		中	低	低	低			
	- ⑤サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		中	中	高	低			
	- ⑥サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		中	中	中	低			
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	・低圧炉心スプレイ系 ・過渡時自動減圧機能 ・残留熱除去系	低	高	高	高	a. サポート系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シーケンスについては、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失(自動停止)を起因とする事故シーケンスについては、過渡事象(給水流量の全喪失)に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。原子炉を通常停止させる手動停止/サポート系喪失(手動停止)については「低」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉減圧に必要な設備容量が大きくなることから、着眼点b.と同様に、過渡事象(給水流量の全喪失)を起因とする事故シーケンスを「高」、サポート系喪失(自動停止)を起因とする事故シーケンスを「中」、手動停止/サポート系喪失(手動停止)を起因とする事故シーケンスを「低」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. 着眼点について、②、③はサポート系1区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。 b. c. 着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①を抽出した。 d. 頻度の観点では①が支配的となった。 以上より、①を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な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と考えられる過渡事象を起因とした①の事故シーケンスは、◎～③の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。	
	- ②手動停止/サポート系喪失(手動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		中	低	低	低			
	- ③サポート系喪失(自動停止)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		中	中	中	低			
全交流動力電源喪失	長期T B	◎ ①外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)	・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	高	低	低	高	a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。 b. いずれの事故シーケンスにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功していることから、事象進展が速いため「低」とした。 c. いずれの事故シーケンスにおいても原子炉隔離時冷却系による炉心への注水に成功しており、原子炉注水に必要な設備容量が大きくないため「低」とした。 d. 長期T Bの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. b. c. 着眼点について、全事故シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。 d. 頻度の観点では①が支配的となった。 以上より、①を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シーケンスは、②の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。
		- ②サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+HPCS失敗(RCIC成功)		高	低	低	中		
	T B D T B U	◎ ③外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗(T B D)	・高圧代替注水系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	高	高	高	高	a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。 b. いずれの事故シーケンスも事象初期から原子炉への注水に失敗しており、事象進展の早さに差異はないものの、直流電源が喪失する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流電源を緊急用蓄電池から給電するための直流電源の切替操作が必要となることから、直流電源が喪失する事故シーケンスを「高」、それ以外の事故シーケンスを「中」とした。 c. いずれの事故シーケンスも事象初期から原子炉への注水に失敗しており、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量に差異はないものの、代替直流電源の必要容量は直流電源が喪失する事故シーケンスの方が多くなることから、直流電源が喪失する事故シーケンスを「高」、それ以外の事故シーケンスを「中」とした。 d. T B D及びT B Uの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. 着眼点について、全事故シーケンスに共通であるため、選定理由から除外した。 b. c. 着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして①を抽出した。 d. 頻度の観点では③が支配的となった。 以上より、③を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、③の事故シーケンスは緊急用蓄電池への直流電源の切替操作が必要となることから、④、⑤の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。
		- ④外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗(T B U)		高	中	中	中		
		- ⑤サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+高圧炉心冷却失敗(T B U)		高	中	中	低		
	T B P	◎ ⑥外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) ・残留熱除去系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	高	中	中	高	a. いずれの事故シーケンスも全交流動力電源喪失に至り、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。 b. いずれの事故シーケンスも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでの余裕時間は、初期の原子炉注水に失敗している事故シーケンスに比べて長いことから「中」とした。 c. いずれの事故シーケンスも原子炉圧力の低下により原子炉隔離時冷却系が使用不能となるまでに崩壊熱がある程度低下することから、原子炉注水に必要な設備容量は事象初期に注水に失敗する事故シーケンスに比べて小さいと考えられることから「中」とした。 d. T B Pの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。	a. ~c. 着眼点について、全事故シーケンスに共通であるが、d. 頻度の観点では⑦に比べて⑥の方が支配的となった。 以上より、⑥を重要事故シーケンスとして選定した。 なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため、⑥の事故シーケンスは、⑦の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。
- ⑦サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗		高		中	中	中			

◎ 重要事故シーケンスとして選定した事故シーケンス

審査ガイドの着眼点a~dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

第1-4表 重要事故シナリオ等の選定 (2/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	対応する主要な炉心損傷防止対策	着重点との関係と重要事故シナリオの選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	① 過渡事象 + RHR失敗	[RHR故障時] ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント [取水機能喪失時] [※] ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	低	高	高	高	a. 外部電源喪失及びサポート系喪失 (直流電源故障) を起因とする事故シナリオは、いずれも全交流動力電源喪失に至る事故シナリオであり、電源を必要とする多くの設備が機能喪失することから「高」とした。また、サポート系喪失を起因とする事故シナリオは、系統間機能依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. いずれの事故シナリオも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差はない。このため、炉心冷却に成功する事故シナリオグループではあるものの、事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目し、原子炉水位の低下が早い過渡事象 (給水流量の全喪失) 又は L O C A を起因とする事故シナリオを「高」、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因とする事故シナリオを「低」、上記以外の事故シナリオを「中」とした。 c. いずれの事故シナリオも崩壊熱除去に必要な設備容量の観点からは有意な差はない。このため、炉心冷却に成功する事故シナリオグループではあるものの、事象発生初期の炉心損傷防止対策の設備容量に着目する。事象初期の事象進展が早く余裕時間が短い場合、崩壊熱が高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなる。また、逃がし安全弁の再開時に失敗する事故シナリオは、代替注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再開成功時の方が小さくなる。以上より、過渡事象 (代替注水機能喪失) 又はサポート系喪失 (手動停止) を起因として逃がし安全弁の再開時に成功している事故シナリオ並びに L O C A を起因とする事故シナリオを「高」、過渡事象 (給水流量の全喪失) 又はサポート系喪失 (手動停止) を起因として逃がし安全弁の再開時に失敗している事故シナリオを「中」、手動停止/サポート系喪失 (手動停止) を起因とする事故シナリオを「低」とした。 d. 事故シナリオグループの中で最も C D F の高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別 C D F に対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。
	② 過渡事象 + 逃がし安全弁再開失敗 + RHR失敗		低	高	中	低	
	③ 外部電源喪失 + D G 失敗 (H P C S 成功)		高	中	高	中	
	④ 外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再開失敗 (H P C S 成功)		高	中	中	低	
	⑤ 外部電源喪失 + 直流電源喪失 (H P C S 成功)		高	中	高	低	
	⑥ 手動停止/サポート系喪失 (手動停止) + RHR失敗		中	低	低	中	
	⑦ 手動停止/サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再開失敗 + RHR失敗		中	低	低	低	
	⑧ サポート系喪失 (自動停止) + RHR失敗		中	中	高	中	
	⑨ サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再開失敗 + RHR失敗		中	中	中	低	
	⑩ サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 (H P C S 成功)		高	中	高	中	
	⑪ サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 逃がし安全弁再開失敗 (H P C S 成功)		高	中	中	低	
	⑫ 中小破断 L O C A + RHR失敗		低	高	高	低	
	⑬ 大破断 L O C A + RHR失敗		低	高	高	低	
原子炉停止機能喪失	① 過渡事象 + 原子炉停止失敗	・代替制御挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系	低	高	高	高	a. サポート系喪失を起因とする事故シナリオは、系統間機能依存性によって当該区分の複数の設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) に起因する事故シナリオは、原子炉圧力の上昇が早く、反応度印加の観点で厳しい事象であり、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失 (自動停止) については、過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。さらに、大破断 L O C A を起因とする事故シナリオは原子炉の減圧に伴い反応度が抑制されることから「低」とし、中小破断 L O C A を起因とする事故シナリオを「中」とした。 c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなることから、着重点と同等に、過渡事象 (主蒸気隔離弁の誤閉止) を起因とする事故シナリオを「高」、サポート系喪失 (自動停止) を起因とする事故シナリオを「中」、大破断 L O C A を起因とする事故シナリオを「低」、中小破断 L O C A を起因とする事故シナリオを「中」とした。 d. 事故シナリオグループの中で最も C D F の高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別 C D F に対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。
	② サポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗		中	中	中	低	
	③ 中小破断 L O C A + 原子炉停止失敗		低	中	中	低	
	④ 大破断 L O C A + 原子炉停止失敗		低	低	低	低	
L O C A 時注水機能喪失	① 中小破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	低	高	高	高	a. 中小破断 L O C A を起因とする事故シナリオは、系統間機能依存性がないことから、全て「低」とした。 b. 中小破断 L O C A を起因とする事故シナリオは、事象進展が早いことから全て「高」とした。 c. 原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧 E C C S より少ない。このため、低圧炉心冷却失敗を含む事故シナリオを「高」とし、原子炉減圧失敗を含む事故シナリオを「低」とした。 d. 事故シナリオグループの中で最も C D F の高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別 C D F に対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。
	② 中小破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗		低	高	低	中	
格納容器バイパス	① インターフェイスシステム L O C A	・手動減圧 ・破損系統を除く原子炉注水機能 ・破損系統の隔離 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	-	-	-	-	抽出された事故シナリオが1つであることから着重点に照らした整理は行わず、全ての着重点について「-」とした。
津波浸水による注水機能喪失	① 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替高圧電源装置 ・常設代替直流電源設備	高	高	高	中	a. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シナリオでは、建屋内の多くの設備が機能喪失することから「高」とした。最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シナリオでは、除熱を必要とする設備が機能喪失することから「中」とした。 b. 事象初期から原子炉への注水に失敗している事故シナリオについては「高」、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に成功している事故シナリオについては「低」とした。逃がし安全弁再開失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故シナリオは、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまで炉心への注水が継続されるため、事象初期から注水に失敗している事故シナリオと比較して事象進展が遅いことから「中」とした。 c. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シナリオは、津波防護対策に要求される防護高さも高くなることから「高」とし、最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シナリオは「中」とした。 d. 最も C D F の高いドミナントシナリオを「高」、事故シナリオグループ別 C D F に対して1%以上の事故シナリオを「中」、1%未満の事故シナリオを「低」とした。
	② 最終ヒートシンク喪失 (R C I C 成功)		中	低	中	高	
	③ 最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗		中	高	中	低	
	④ 最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再開失敗		中	中	中	低	

① 重要事故シナリオとして選定した事故シナリオ
 ※ 取水機能喪失時 (R H R S 喪失時) は低圧 E C C S が従属的に機能喪失する。そのため、高圧注水系に成功している場合は崩壊熱除去機能喪失の事故シナリオグループで取り扱うが、高圧注水系に失敗した場合は他の事故シナリオグループ等 (①、②、③～⑤: 高圧・低圧注水機能喪失、③～⑤、⑥、⑪: 全交流動力電源喪失、⑫ L O C A 時注水機能喪失、⑬ 炉内空気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) で重大事故対策の有効性を確認する。

T B Wシーケンスの炉心損傷防止対策及び着眼点に基づく評価
を踏まえた重要事故シーケンスの選定について

T B Wシーケンスは、高圧炉心スプレイ冷却系による炉心冷却に成功するが、非常用電源の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至るシーケンスである。東海第二発電所の出力運転時内部事象レベル1 P R Aでは、T B WシーケンスはT Wシーケンスの一部として整理している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に分類されるT B Wシーケンス(非常用電源の喪失による崩壊熱除去機能喪失)に対する炉心損傷防止対策、及び着眼点に基づく評価を踏まえた重要事故シーケンスの選定について以下に示す。

1. T B Wシーケンスの炉心損傷頻度

T B Wシーケンスの炉心損傷頻度を表1に示す。表1に示すとおり、T B Wシーケンスは事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のドミナントシーケンスとはならないが、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度に対して約7.9%の寄与を持っている。

表1 T B Wシーケンスの炉心損傷頻度

		炉心損傷頻度 (C D F) (/炉年)	全C D Fへの 寄与割合	事故シーケンス グループ別C D F への寄与割合
T W		6.0E-05	99.8%	100%
	T B W	4.7E-06	7.8%	7.8%
	T B W (S R V再閉鎖失敗)	2.5E-08	<0.1%	<0.1%

2. 「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対応する炉心損傷防止対策については、「残留熱除去系が故障した場合」及び「取水機能が喪失した場合」を想定し、以下の炉心損傷防止対策の有効性を確認している。

「残留熱除去系が故障した場合」:

- ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント

「取水機能が喪失した場合」:

- ・緊急用海水系（常設代替高圧電源装置による給電）

このうち、「残留熱除去系が故障した場合」を想定して有効性を確認している格納容器圧力逃がし装置については、系統構成に必要な電動弁等は常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して給電可能な設計としており、現場での手動開操作も可能であることから、外部電源及び非常用電源（区分Ⅰ，Ⅱ）が喪失しているTBWシーケンスにおいても有効な対策である。また、耐圧強化ベントについても、常設代替高圧電源装置からの電源融通による非常用母線の受電操作又は現場での手動開操作を行うことにより、同じくTBWシーケンスにおいても有効な対策となる。

「取水機能が喪失した場合」を想定して有効性を確認している緊急用海水系については、常設代替高圧電源装置からの電源融通による非常用母線の受電及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系による対応の有効性を確認しており、TBWシーケンスにおいても有効な対策である。

さらに、TBWシーケンスについては、常設代替高圧電源装置からの電源融通による非常用母線の受電により、緊急用海水系を用いずとも、残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による対応にも期待できる。

3. 審査ガイド記載の着眼点に基づく評価

T B Wシーケンスの審査ガイド記載の着眼点に対する評価について、重要事故シーケンスとして選定したT Wシーケンス（過渡事象＋R H R失敗）と比較した結果を表2に示す。また、T B Wシーケンスの各着眼点に対する考え方について以下に示す。

a. 共通原因故障，系統間依存性の観点

H P C S用電源（区分Ⅲ）は健全だが，非常用電源の喪失により電源を必要とする設備（区分Ⅰ，Ⅱ）が機能喪失することから「高」とした。

b. 余裕時間の観点

崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスは，代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差がない。このため，炉心冷却に成功する事故シーケンスグループではあるものの，事象発生初期の炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に着目した。T B Wに至るおそれがある外部電源喪失及びサポート系喪失（直流電源故障）に起因する事故シーケンスは，過渡事象（給水流量の全喪失）等を起因とする事故シーケンスに比べて余裕時間が長く，手動停止／サポート系喪失（手動停止）を起因とする事故シーケンスに比べて余裕時間が短いため，「中」とした。

c. 設備容量の観点

崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスは，崩壊熱除去に必要な設備容量に有意な差異がない。このため，炉心冷却に成功する事故シーケンスグループではあるものの，事象発生初期の炉心損傷防止対策の設備容量に着目した。事象初期の事象進展が早く余裕時間が短い場合，崩壊熱が

高く原子炉注水に必要な設備容量が大きくなるため、T B Wに至るおそれのある外部電源喪失及びサポート系喪失（直流電源故障）に起因する事故シーケンスは、「b. 余裕時間の観点」と同様の考え方により「中」とした。

d. 代表性の観点

T B Wシーケンスの炉心損傷頻度は $4.8E-06$ / 炉年程度であり、崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループの炉心損傷頻度 ($6.0E-05$ / 炉年) に対して 1%以上の寄与があるため、「中」とした。

表2 着眼点に基づく整理

シーケンス	対応する主要な 炉心損傷防止対策	着眼点				備考
		a	b	c	d	
TW	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント 緊急用海水系 	低	高	高	高	「過渡事象+RHR 失敗」 における評価のとおり
TBW	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">以下はTBWに有効な対策</div> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置 + 残留熱除去系 	高	中	中	中	3. に記載のとおり

表2に示すとおり、TWとTBWを区別した場合、審査ガイドに記載の着眼点の「高」の数はTWの方が多くなる。

また、2.で示したとおり、有効性を確認する主要な炉心損傷防止対策はTBWシーケンスに対しても有効となっており、「取水機能が喪失した場合」の有効性評価では、全交流動力電源喪失を仮定した評価を行うことでTBWを包絡した評価を行っている。また、崩壊熱除去機能喪失への対策の有効性を確認する観点からは、非常用電源の喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失するTBWシーケンスより、崩壊熱除去機能そのものが機能喪失するTWシーケンスを想定して評価することが適切であると考えられる。

これらのことを考慮すると、崩壊熱除去機能喪失における重要事故シーケンスはTBWシーケンスに対する対策の有効性も確認可能なシーケンスを選定しており、選定した重要事故シーケンスは妥当なものと考えている。