

第5.2.8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.5) (8/8)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*4	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	可搬型大型送水ポンプ車による A-1高圧注入ポンプ(海水)通水 補機冷却水(海水)通水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備 a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書 全交流動力電源喪失時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			接続口*2	a		
			A-1高圧注入ポンプ*3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) a, b		
		可搬型大型送水ポンプ車による A-1制御用空気圧縮機 補機冷却水(海水)通水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) A-1制御用空気圧縮機 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書 全交流動力電源喪失時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		補機冷却水(可搬型大容量海水送水ポンプ車冷却)による 余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却	可搬型大容量海水送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 1次冷却設備 配管・弁 余熱除去設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備 配管・弁 原子炉容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書 全交流動力電源喪失時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書

\*1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2: 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。

\*3: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*4: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (1/9)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉格納容器スプレイ設備内の除熱	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン 安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁 非常用交流電源設備*1	(重大事故等対処設備 (設計基準拡張)) a, b	事象の判別を行う運転手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (2/9)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*4	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ビット*1 又は 格納容器スプレイ冷却器 又は 安全注入ポンプ 再循環サンプ側 入口C/V外側隔離弁	C, D 格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	C, D-格納容器再循環ユニット*2 C, D-原子炉補機冷却水ポンプ*2 C, D-原子炉補機冷却水冷却器*2 原子炉補機冷却水サージタンク*2 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ*2 ホース・弁 C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ*2 C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ C, D-原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却海水設備)配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)*2	重大事故等対処設備 a, b	原子炉格納容器の健全性を確保する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			非常用交流電源設備*3			
			窒素供給装置*2	自主対策設備		
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ビット*1	代替格納容器スプレイポンプ 原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 代替所内電気設備*3	重大事故等対処設備 a	原子炉格納容器の健全性を確保する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			非常用交流電源設備*3			
フロントライン系故障時	ディーゼル駆動消火ポンプ又は 原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備(消火栓設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*3 常用電源設備	自主対策設備	原子炉格納容器の健全性を確保する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	

\*1：手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

\*3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*4：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (3/9)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 * 5	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ビット* 1	可搬型大型送水ポンプ車を用いた原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車* 2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車 (送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 非常用交流電源設備* 3 燃料補給設備* 3	自主対策設備	原子炉格納容器の健全性を確保する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		代替給水ビットを水源とした原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車 (送水車用) 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備* 3 燃料補給設備* 3	自主対策設備	原子炉格納容器の健全性を確保する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		原水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車 (送水車用) 原水槽* 4 2次系純水タンク* 4 ろ過水タンク* 4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備* 3 燃料補給設備* 3	自主対策設備	原子炉格納容器の健全性を確保する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書

\* 1 : 手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\* 2 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。

\* 3 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\* 4 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\* 5 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (4/9)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却設備	代替格納容器スプレイポンプ 原子炉格納容器スプレイポンプによる冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	a	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	
		B-格納容器スプレイポンプ 原子炉格納容器スプレイポンプによる冷却	B-格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ビット B-格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備) 配管・弁 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	
		ディーゼル駆動消火ポンプ 原子炉格納容器消火ポンプによる冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備(消火栓設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	
		可搬型大型海水を用いた原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型海水ポンプ車による冷却	可搬型大型海水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		代替給水ビットを水源とした原子炉格納容器内の冷却	代替給水ビットを水源とした原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型海水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書

\*1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2: 可搬型大型海水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。

\*3: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (5/9)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *5	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却設備	可搬型大型送水ポンプ車 原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*1 2次系純水タンク*1 ろ過水タンク*1 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内C自、然対流冷却	可搬型大型送水ポンプ車*3 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) C、D一格納容器再循環ユニット*3 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)*3 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備	全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			接続口*4	a		

\*1: 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

\*4: 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。

\*5: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (6/9)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*4	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ビット*1	C、D 格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	C、D-格納容器再循環ユニット*2 C、D-原子炉補機冷却水ポンプ*2 C、D-原子炉補機冷却水冷却器*2 原子炉補機冷却水サージタンク*2 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ*2 ホース・弁 C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ*2 C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ C、D-原子炉補機冷却水冷却器海水入ロストレーナ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却海水設備）配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）*2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			非常用交流電源設備*3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
			窒素供給装置*2	自主対策設備		
	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 代替所内電気設備*3	代替格納容器スプレイポンプによる 原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 代替所内電気設備*3	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			非常用交流電源設備*3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
	ディーゼル駆動消火ポンプ又は 原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ又は 原子炉格納容器内の冷却	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*3 常用電源設備	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

\*3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*4：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (7/9)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 * 5	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ビット* 1	可搬型大型海水を用いた原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車* 2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 非常用交流電源設備* 3 燃料補給設備* 3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		代替給水ビットを水源とした原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備* 3 燃料補給設備* 3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽* 4 2次系純水タンク* 4 ろ過水タンク* 4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備* 3 燃料補給設備* 3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\* 1 : 手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\* 2 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。

\* 3 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\* 4 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\* 5 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.6) (8/9)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却設備	代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備 a, b	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			補助給水ビット 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1			
		B-格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却	B-格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース よう素除去薬品タンク 燃料取替用水ビット B-格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備) 配管・弁 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備(消火栓設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1			
		可搬型大型海水ポンプ車による原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型海水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		代替給水ビットを水源とした原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型海水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1			

\*1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2: 可搬型大型海水ポンプ車により海水を格納容器へスプレイする。

\*3: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.7) (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全）	—	原子炉格納容器スプレイポンプによる	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ビット 格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	c	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		C、D格納容器再循環ユニットによる	C、D格納容器再循環ユニット C、D原子炉補機冷却水ポンプ C、D原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ ホース・弁 C、D原子炉補機冷却海水ポンプ C、D原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ C、D原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却海水設備）配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度） 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			自主対策設備	自主対策設備			
			代替格納容器スプレイポンプ*2 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 代替所内電気設備*1 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	c		

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.7) (2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全）	—	ディーゼル電動機駆動消火ポンプ又は原子炉格納容器内へのスプレイ	電動機駆動消火ポンプ*1 ディーゼル駆動消火ポンプ*1 ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*2 常用電源設備	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		可搬型大型海水を送水を用いたスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車*1*3 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 非常用交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		代替給水ビットを水源としたスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器内へのスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*2 燃料補給設備*2	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。  
 \*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*3：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。  
 \*4：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。



第5.2.10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.7) (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*4	整備する手順書	手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失）	—	Cによる格納容器内自然対流冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） C、D—格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度） 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1  接続口*3	重大事故等対処設備  a, b  a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		代替格納容器スプレイポンプ*2 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	重大事故等対処設備  c	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	
		原子炉格納容器内へのスプレイ	B—格納容器スプレイポンプ*2 可搬型ホース 燃料取替用水ビット B—格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器内へのスプレイ	ディーゼル駆動消火ポンプ*2 ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

\*3：故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。

\*4：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.7) (4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失）	-	原子炉格納容器内へ海水を用いたスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車*1*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器内へ代替給水ビットを水源としたスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器内へ原水槽を水源としたスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。  
 \*2：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。  
 \*3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*4：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (1/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *3	整備する手順書	手順書の分類	
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全）		原子炉格納容器下部への注水	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
		原子炉格納容器下部への注水	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 補助給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 代替所内電気設備*1	重大事故等対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
		原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ又は 電動機駆動消火ポンプによる注水	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備(消火栓設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*1 常用電源設備	自主対策設備		炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書
原子炉格納容器下部への注水	海水を用いた注水	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備		炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*2：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。  
 \*3：重大事故等対策において用いる設備の分類  
 a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (2/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全)	-	代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ピット 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 スプレインズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*2 2次系純水タンク*2 ろ過水タンク*2 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレインズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (3/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失）		代替格納容器スプレイポンプへの注水	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備 a, b	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器下部への注水	補助給水ピット 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1			
		原子炉格納容器下部への注水	B-1格納容器スプレイポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ピット B-1格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原子炉格納容器下部への注水	可搬型大型送水ポンプ車*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする。

\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (4/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失)	-	代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレインズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*2 2次系純水タンク*2 ろ過水タンク*2 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレインズル スプレイリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (5/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *3	整備する手順書	手順書の分類		
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全）		高圧注入ポンプによる原子炉容器又は余熱除去ポンプへの注水	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット ほう酸注入タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（高圧注入系） 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系） 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	
			充てんポンプによる原子炉容器への注水	充てんポンプ*2 燃料取替用水ピット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器				重大事故等対処設備
				原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1				重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		（R H R S I C S Sによる原子炉容器スプレイポンプ使用）	B-1格納容器スプレイポンプ*2 燃料取替用水ピット B-1格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系） 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）				
		代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水	代替格納容器スプレイポンプ*2 燃料取替用水ピット 補助給水ピット 2次冷却設備（補助給水設備） 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系） 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 代替所内電気設備*1	重大事故等対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	
			非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）				

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (6/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全）	—	電動機駆動消火ポンプ*1 ディーゼル駆動消火ポンプ*1 ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備	電動機駆動消火ポンプ*1 ディーゼル駆動消火ポンプ*1 ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常用電源設備	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		可搬型大型送水ポンプ車*1*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*3	可搬型大型送水ポンプ車*1*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		代替給水ビットを用いた可搬型大型送水ポンプ車 可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	代替給水ビットを用いた可搬型大型送水ポンプ車 可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車 可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	可搬型大型送水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*2：可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉容器へ注水する。

\*3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*4：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (7/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失）	—	代替格納容器スプレイポンプへの注水	代替格納容器スプレイポンプ*1 燃料取替用水ビット 補助給水ビット 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	重大事故等対処設備 a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		B1充てんポンプによる原子炉容器（自己冷却）への注水	B1充てんポンプ*1 燃料取替用水ビット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*2	重大事故等対処設備 a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		B（RRRSICS）による原子炉容器への注水	B1格納容器スプレイポンプ*1 可搬型ホース 燃料取替用水ビット B1格納容器スプレイ冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備*2	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ*1 ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.8) (8/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
(全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下延焼・防止	-	可搬型大型海水ポンプ車 による原子炉格納容器への注水	可搬型大型海水ポンプ車*1*2 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 非常用取水設備 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		代替給水ピットを水源とした 可搬型大型海水ポンプ車 による原子炉格納容器への注水	可搬型大型海水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		原水槽を水源とした 可搬型大型海水ポンプ車 による原子炉格納容器への注水	可搬型大型海水ポンプ車*1 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 原水槽*4 2次系純水タンク*4 ろ過水タンク*4 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(低圧注入系) 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 燃料補給設備*3	自主対策設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。  
\*2：可搬型大型海水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へ注水する。  
\*3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
\*4：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。



第5.2.12表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.9) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内水素処理装置 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 所内常設蓄電式直流電源設備*1 可搬型代替直流電源設備*1 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	a, b	事象の判別を行う運転手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		全交流動力電源喪失時における対応手順書等			炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	
		炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書			
		格納容器水素イグナイタ 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1 格納容器水素イグナイタ温度監視装置 所内常設蓄電式直流電源設備*1 可搬型代替直流電源設備*1 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	a	事象の判別を行う運転手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		全交流動力電源喪失時における対応手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
					炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.12表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.9) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *3	整備する手順書	手順書の分類	
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車*2 ホース延長・回収車(送水車用) 可搬型ホース・接続口 格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペ ホース・弁 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配管・弁 圧縮空気設備(制御用圧縮空気設備)配管・弁 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁 非常用取水設備 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1 所内常設蓄電式直流電源設備*1 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			非常用交流電源設備*1	(設計基準拡張)			
		格納容器内の水素濃度監視	ガス分析計 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車*2 ホース延長・回収車(送水車用) 可搬型ホース・接続口 格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンペ ホース・弁 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 格納容器雰囲気ガス試料採取設備 配管・弁 圧縮空気設備(制御用圧縮空気設備)配管・弁 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備)配管・弁 非常用取水設備 非常用交流電源設備*1 常設代替交流電源設備*1 燃料補給設備*1	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.13表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.10)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
水素排出による原子炉建屋等の損傷防止	—	アニュラス空気浄化設備による水素排出	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ ホース・弁 排気筒 アニュラス空気浄化設備 ダクト・ダンパ・弁 圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1 所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備	事象の判別を行う運転手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		
		アニュラス部の水素濃度監視	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 試料採取設備 配管・弁 ホース・弁 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		
			アニュラス水素濃度	自主対策設備		

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.14表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順  
(1.11) (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	設備分類 *3	整備する手順書	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ピット*1 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	使用済燃料取替用水ポンプへの注水	燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ピット 使用済燃料ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 燃料取扱設備及び貯蔵設備 配管・弁 非常用交流電源設備*2	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  原子炉補機冷却機能喪失時の対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		2次系補給水ポンプへの注水	2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク 使用済燃料ピット 給水処理設備 配管・弁 燃料取扱設備及び貯蔵設備 配管・弁 常用電源設備	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  原子炉補機冷却機能喪失時の対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		1次系補給水ポンプへの注水	1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク 使用済燃料ピット 化学体積制御設備 配管・弁 燃料取扱設備及び貯蔵設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 常用電源設備 非常用交流電源設備*2	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  原子炉補機冷却機能喪失時の対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		ディーゼル駆動消火ポンプへの注水	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 使用済燃料ピット ろ過水タンク 火災防護設備（消火栓設備） 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 消防ホース 常用電源設備	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書

\*1：手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.14表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順  
(1.11) (2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	設備分類 *4	整備する手順書	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ピット*1 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	可搬型大型送水ポンプ車 使用済燃料ピットへの注水による	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 使用済燃料ピット 非常用取水設備 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備 a, b	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			使用済燃料ピット冷却用注水配管・接続口			
		代替給水ピットを水源とした	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース 使用済燃料ピット冷却用注水配管・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ピット 使用済燃料ピット 燃料補給設備*2	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		原水槽を水源とした	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース 使用済燃料ピット冷却用注水配管・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*3 2次系純水タンク*3 ろ過水タンク*3 使用済燃料ピット 燃料補給設備*2	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		使用済燃料ピット	サイフォン防止機能	重大事故等対処設備 a, b	-	-

\*1：手順は「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

\*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*4：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.14表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順  
(1.11) (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	設備分類 *5	整備する手順書	手順書の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	-	使用済燃料大型海水送水ポンプ車へのスプレイによる	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型スプレイノズル 使用済燃料ピット 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		代替給水ピットを水源とした	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 代替給水ピット 可搬型スプレイノズル 使用済燃料ピット 燃料補給設備*1	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		原水槽を水源とした	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 原水槽*2 2次系純水タンク*2 ろ過水タンク*2 可搬型スプレイノズル 使用済燃料ピット 燃料補給設備*1	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		漏えい緩和	ガスケット材 ガスケット接着剤 ステンレス鋼板 吊り下ろしロープ	自主対策設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		大気への放射抑制物質	可搬型大容量海水送水ポンプ車*3*4 可搬型ホース 放水砲*3*4 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書  発電所外への放射性物質拡散を抑制する手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  発電所対策本部用手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*3：可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲により海水を放水する。

\*4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

\*5：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.14表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順  
(1.11) (4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類	
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。)	重大事故等対処設備	a, b	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度 使用済燃料ピットエリアモニタ 携帯型水温計 携帯型水位計 携帯型水位・水温計	自主対策設備		使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書等  全交流動力電源喪失時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備*1 所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等対処設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			可搬型代替交流電源設備*1 可搬型代替直流電源設備*1	自主対策設備	a		

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.15表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.12) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*6	整備する手順書	手順書の分類
炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損	-	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型大容量海水送水ポンプ車*1 可搬型ホース 放水砲*1 非常用取水設備 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書  発電所外への放射性物質拡散を抑制する手順書	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書  発電所対策本部用手順書
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備		
		海洋への放射性物質の拡散抑制	集水樹シルトフェンス	重大事故等対処設備	発電所外への放射性物質拡散を抑制する手順書	発電所対策本部用手順書
			放射性物質吸着剤 荷揚場シルトフェンス	自主対策設備		
使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷	-	大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型大型送水ポンプ車*3*4 可搬型ホース ホース延長・回収車(送水車用) 可搬型スプレイノズル*4 非常用取水設備 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書  発電所外への放射性物質拡散を抑制する手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  発電所対策本部用手順書
			可搬型大型送水ポンプ車*3 可搬型ホース ホース延長・回収車(送水車用) 代替給水ピット 原水槽*5 2次系純水タンク*5 ろ過水タンク*5 可搬型スプレイノズル 燃料補給設備*2 ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備		
			可搬型大容量海水送水ポンプ車*1 可搬型ホース 放水砲*1 非常用取水設備 燃料補給設備*2	重大事故等対処設備		
		海洋への放射性物質の拡散抑制	集水樹シルトフェンス	重大事故等対処設備	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順書  発電所外への放射性物質拡散を抑制する手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  発電所対策本部用手順書
			放射性物質吸着剤 荷揚場シルトフェンス	自主対策設備		

\*1：可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲により海水を放水する。  
 \*2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 \*3：手順は「1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。  
 \*4：可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルにより海水をスプレイする。  
 \*5：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。  
 \*6：重大事故等対策において用いる設備の分類  
 a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.15表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.12) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *4	整備する手順書	手順書の分類
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	初期対応における延焼防止措置	可搬型大型送水ポンプ車 *1 可搬型ホース ホース延長・回収車 (送水車用) 消防ホース 代替給水ピット 原水槽 *2 2次系純水タンク *2 ろ過水タンク *2 屋外消火栓 防火水槽 化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 小型放水砲 資機材運搬用車両 (泡消火薬剤) 泡消火薬剤コンテナ式運搬車 大規模火災用消防自動車 非常用取水設備 燃料補給設備 *3	自主対策設備	航空機衝突による大規模火災時に対応する手順書	発電所対策本部用手順書
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型大容量海水送水ポンプ車 可搬型ホース 放水砲 泡混合設備 非常用取水設備 燃料補給設備 *3	重大事故等対処設備	航空機衝突による大規模火災時に対応する手順書	発電所対策本部用手順書

\*1: 可搬型大型送水ポンプ車は、泡消火及び延焼防止処置に使用するものである。

\*2: 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*4: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (1/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *1	整備する手順書	手順書の分類
燃料取替用水ピットを水源とした対応	—	発電用原子炉を未臨界にするための原子炉容器へのほう酸水注入	燃料取替用水ピット 充てんポンプ	重大事故等対処設備	a	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
			燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ	自主対策設備		
	補助給水ピット	高圧時の原子炉冷却材圧力バウンダリへの注水	燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			燃料取替用水ピット 充てんポンプ	自主対策設備		
	補助給水ピット	原子炉冷却材圧力バウンダリへの注水	燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
			燃料取替用水ピット 充てんポンプ	自主対策設備		
			—	燃料取替用水ピット 充てんポンプ		
	—	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉容器への注水	燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備		
			燃料取替用水ピット 充てんポンプ B-格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備		
			燃料取替用水ピット B-格納容器スプレイポンプ	自主対策設備		

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類  
a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (2/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *1	整備する手順書	手順書の分類	
燃料取替用水ピットを水源とした対応	-	原子炉格納容器内の冷却	燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
			燃料取替用水ピット 格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			a, b
			燃料取替用水ピット B-格納容器スプレイポンプ	自主対策設備			
		原子炉格納容器内の除熱	燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備	a	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
			燃料取替用水ピット 格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	c	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
			燃料取替用水ピット B-格納容器スプレイポンプ	自主対策設備		手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
		原子炉格納容器下部への注水	燃料取替用水ピット 代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
					a		
			燃料取替用水ピット B-格納容器スプレイポンプ	自主対策設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ	自主対策設備		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類  
a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (3/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *1	整備する手順書	手順書の分類
補助給水ピットを水源とした対応	-	発電用原子炉を未臨界にするための蒸気発生器への注水	補助給水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備 a, b	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。	
		原子炉冷却材圧力バウンダリへの注水	補助給水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) a, b	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			補助給水ピット SG直接給水用高圧ポンプ	自主対策設備		
		原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する注水	補助給水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) a, b	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。	
			補助給水ピット SG直接給水用高圧ポンプ	自主対策設備		
		原子炉冷却材圧力バウンダリへの注水	補助給水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) a, b	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			補助給水ピット SG直接給水用高圧ポンプ	自主対策設備		
		最終ヒートシンクへ熱を輸送する注水	補助給水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) a, b	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	
			補助給水ピット SG直接給水用高圧ポンプ	自主対策設備		

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類  
a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (4/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *1	整備する手順書	手順書の分類
ろ過水タンクを水源とした対応	燃料取替用水ピット	低圧原子炉時の冷却原子炉圧力バウナリへの注水	ろ過水タンク 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	/	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウナリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備		手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	原子炉格納容器内の除熱	ろ過水タンク 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。		
	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
	使用済燃料ピットへの注水	ろ過水タンク 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (5/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *2	整備する手順書	手順書の分類
代替給水ビットを水源とした対応	補助給水ビット	高原子炉時の冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水を減圧	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1			
	燃料取替用水ビット	低圧原子炉冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	補助給水ビット	低圧原子炉冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	—	最終ヒートシンクへ熱を輸送する注水	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (6/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *2	整備する手順書	手順書の分類
代替給水ビットを水源とした対応	燃料取替用水ビット	原子炉格納容器内の冷却	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	/	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料ビットへの注水/スプレイト	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型スプレイトノズル 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型スプレイトノズル 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (7/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
原水槽を水源とした対応	補助給水ビット	高原子炉時の冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水を減圧	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備		
	燃料取替用水ビット	低原子炉冷却材圧力バウンダリへの注水	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	補助給水ビット	高原子炉時の冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	—	最終ヒートシンクへ熱を輸送する	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (8/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *2	整備する手順書	手順書の分類
原水槽を水源とした対応	燃料取替用水ビット	原子炉格納容器内の冷却	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備	/	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料ビットへの注水／スプレイ	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型スプレイノズル 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
		大気への放射物性の抑制	原水槽 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型スプレイノズル 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (9/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *1	整備する手順書	手順書の分類
1次系純水タンクを水源とした対応	—	使用済燃料ピットへの注水	1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
2次系純水タンクを水源とした対応	—	使用済燃料ピットへの注水	2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
脱気器タンクを水源とした対応	補助給水ピット	高圧時の冷却材圧力バウンダリへの注水	脱気器タンク 電動主給水ポンプ	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉冷却材圧力バウンダリへの注水を減圧	脱気器タンク 電動主給水ポンプ	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。	
		低圧時の冷却材圧力バウンダリへの注水	脱気器タンク 電動主給水ポンプ	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
		最終ヒートシンクへ熱を輸送する	脱気器タンク 電動主給水ポンプ	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類  
a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (10/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *2	整備する手順書	手順書の分類
海を水源とした対応	補助給水ビット	高原子炉時の冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	自主対策設備	/	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水を減圧	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1			自主対策設備
	燃料取替用水ビット	低原子炉時の冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	補助給水ビット	低原子炉時の冷却材蒸気発生力バウンダリへの注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	自主対策設備	/	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
	-	最終ヒートシンクへ熱を輸送する注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	自主対策設備	/	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (11/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
海を水源とした対応	燃料取替用水ピット	原子炉格納容器内の冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
			可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	自主対策設備		
		原子炉格納容器内の除熱	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
				自主対策設備		
		原子炉格納容器下部への注水	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	自主対策設備		手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
				自主対策設備		
		使用済燃料ピットへの注水/スプレイ	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
				自主対策設備		
		原子炉補機冷却水確保	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (12/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
海を水源とした対応	—	格納容器内自然対流冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備 a, b	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
		最終ヒートシンクへ熱を輸送するための代替補機冷却	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備 a, b	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	
			可搬型大型送水ポンプ車 可搬型大容量海水送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	
		大気への放射物質の抑制	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型大容量海水送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型スプレイズル 放水砲 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備 a	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
		航空機燃料火災への	可搬型大容量海水送水ポンプ車 可搬型ホース 放水砲 泡混合設備 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備 a	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
水源と酸タンクを	—	原子炉容器への ほう酸水注入	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充電ポンプ	重大事故等対処設備 a, b	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (13/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
格納容器再循環サンブを水源とした対応	—	余熱除去ポンプによる低圧再循環運転	格納容器再循環サンブ 余熱除去ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	格納容器再循環サンブ 高圧注入ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転	格納容器再循環サンブ 格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	a, b	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 及び 高圧注入ポンプ	(RRSICSによる代替再循環運転)による格納容器スプレイポンプ使用	格納容器再循環サンブ B-格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却設備	A1可搬型大型送水ポンプ車を用いた高圧注入ポンプ(海水冷却)	格納容器再循環サンブ A-高圧注入ポンプ 可搬型大型送水ポンプ車 ホース延長・回収車(送水車用) 可搬型ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a, b	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (14/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *2	整備する手順書	手順書の分類
燃料取扱替用水ピットへ水を補給するための対応	燃料取扱替用水ピット	可搬型大型送水ポンプ車による燃料取扱替用水ピットへの補給	原水槽 ろ過水タンク 2次系純水タンク 燃料取扱替用水ピット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 燃料補給設備*1	自主対策設備	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		可搬型大型送水ポンプ車による代替給水ピットへの補給	代替給水ピット 燃料取扱替用水ピット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 燃料補給設備*1	自主対策設備	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		可搬型大型送水ポンプ車による海を水源とした燃料取扱替用水ピットへの補給	燃料取扱替用水ピット 可搬型大型送水ポンプ車 ホース延長・回収車（送水車用） 可搬型ホース・接続口 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備 a, b	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる燃料取扱替用水ピットへの補給	ろ過水タンク 燃料取扱替用水ピット 電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消防ホース 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 給水処理設備 配管・弁 常用電源設備	自主対策設備	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (15/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類	整備する手順書	手順書の分類
燃料取替用水ピットへ水を補給するための対応	燃料取替用水ピット	燃料取替用水ピット 1次系純水タンクへの補給	1次系純水タンク 燃料取替用水ピット 1次系補給水ポンプ 加圧器速がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ 1次冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 液体廃棄物処理設備 配管・弁 燃料取扱設備及び貯蔵設備 配管・弁 常用電源設備 非常用交流電源設備* 1 所内常設蓄電式直流電源設備* 1	自主対策設備	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		燃料取替用水ピット 2次系純水タンクへの補給	燃料取替用水ピット 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ 使用済燃料ピット 使用済燃料ピットポンプ 給水処理設備 配管・弁 燃料取扱設備及び貯蔵設備 配管・弁 常用電源設備	自主対策設備	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		燃料取替用水ピット及びほう酸タンクへの補給	1次系純水タンク ほう酸タンク 燃料取替用水ピット 1次系補給水ポンプ ほう酸ポンプ 化学体積制御設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管 給水処理設備 配管・弁 常用電源設備 非常用交流電源設備* 1	自主対策設備	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書  1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\* 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (16/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *2	整備する手順書	手順書の分類	
補助給水ピットへ水を補給するための対応	補助給水ピット	可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給	原水槽 ろ過水タンク 2次系純水タンク 補助給水ピット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管 給水処理設備 配管・弁 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	
		代替給水ピットを水源とした補助給水ピットへの補給	代替給水ピット 補助給水ピット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管 燃料補給設備*1	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書	
		可搬型大型送水ポンプ車による海を水源とした補助給水ピットへの補給	補助給水ピット 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書  発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
		2次系純水タンクを水源とした補助給水ピットへの補給	2次系純水タンク 補助給水ピット 2次系補給水ポンプ 給水処理設備 配管・弁 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁 常電源設備	自主対策設備		余熱除去設備の異常時における対応手順書  発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
原水槽へ水を補給するための対応	-	2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給	原水槽 2次系純水タンク ろ過水タンク 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 給水処理設備 配管・弁	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  発電用原子炉の冷却を維持する手順書等  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	

\*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.13) (17/17)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類 *1	整備する手順書	手順書の分類
水源を切り替えるための対応	燃料取替用水ビット	燃料取替用水ビットからの切替え	燃料取替用水ビット 補助給水ビット 代替格納容器スプレイポンプ 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	重大事故等対処設備 a	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			燃料取替用水ビット 補助給水ビット 代替格納容器スプレイポンプ 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁		発電用原子炉の冷却を維持する手順書等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
	ほう酸タンクへの切替え	燃料取替用水ビットから1次系純水タンクへの切替え	燃料取替用水ビット 1次系純水タンク ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ ほう酸ポンプ 充てんポンプ 給水処理設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
	補助給水ビット	電動補助給水ポンプの水源又はタービン	補助給水ビット 2次系純水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.14) (1/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*1	整備する手順書	手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	非常用交流電源設備による給電	ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油サービスタンク ディーゼル発電機～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却海水設備)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事象の判別を行う運転手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁	重大事故等対処設備		

\*1：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.14) (2/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源)	常設代替交流電源設備による給電	代替非常用発電機 可搬型タンクローリー*1 ディーゼル発電機燃料油貯油槽*1 燃料タンク (SA) *1 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤 代替非常用発電機～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路 代替非常用発電機～代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤電路	重大事故等対処設備 a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*1*2 ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁*1*2 ホース・接続口*1*2	a		
		可搬型代替交流電源設備による給電	可搬型代替電源車 ディーゼル発電機燃料油貯油槽*1 燃料タンク (SA) *1 可搬型タンクローリー*1 ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁*1*2 ホース・接続口*1*2 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*1*2 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤 可搬型代替電源車～可搬型代替電源接続盤電路 可搬型代替電源接続盤～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路 可搬型代替電源接続盤～代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤電路	重大事故等対処設備 a	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		後備変圧器による給電	後備変圧器 後備変圧器～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
		号炉間電力融通設備による給電	号炉間連絡ケーブル 号炉間連絡予備ケーブル 号炉間連絡ケーブル～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路 号炉間連絡予備ケーブル～可搬型代替電源接続盤電路 可搬型代替電源接続盤～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
開閉所設備による給電	開閉所設備 開閉所設備～非常用高圧母線 (6-A) 及び非常用高圧母線 (6-B) 電路	自主対策設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書  全交流動力電源喪失時における対応手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書  炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書  炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書		

\*1：代替非常用発電機、可搬型代替電源車の燃料補給に使用する。  
\*2：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。  
\*3：重大事故等対策において用いる設備の分類  
a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第5.2.17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.14) (3/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源)	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	蓄電池(非常用) 後備蓄電池 A充電器 B充電器 蓄電池(非常用)及びA充電器～A直流母線 蓄電池(非常用)及びB充電器～B直流母線 後備蓄電池～A直流母線及びB直流母線	重大事故等 対処設備 a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順書 全交流動力電源喪失時における対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	可搬型代替直流電源設備による給電	可搬型直流電源用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽*1 燃料タンク(SA)*1 可搬型タンクローリー*1 ホース*1 可搬型直流変換器 可搬型直流電源用発電機～可搬型直流電源接続盤 可搬型直流電源接続盤～A直流母線及びB直流母線	重大事故等 対処設備 a	余熱除去設備の異常時における対応手順書 全交流動力電源喪失時における対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

\*1: 可搬型直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

\*2: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条文に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.14) (4/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*3	整備する手順書	手順書の分類	
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽*1 燃料タンク(SA)*1 可搬型タンクローリー*1 ディーゼル発電機設備(燃料油設備)配管・弁*1*2 ホース・接続口*1*2 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*1*2 代替所内電気設備分電盤 代替所内電気設備変圧器 代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤 代替非常用発電機～代替所内電気設備分電盤 電路及び代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤電路	重大事故等対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順書 全交流動力電源喪失時における対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			c				

- \*1：代替非常用発電機、可搬型代替電源車の燃料補給に使用する。  
 \*2：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。  
 \*3：重大事故等対策において用いる設備の分類  
 a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
(1.14) (5/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
燃料補給	—	燃料補給設備による補給	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 燃料タンク (SA) 可搬型タンクローリー	重大事故等対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順書等 全交流動力電源喪失時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*1 ディーゼル発電機設備 (燃料油設備) 配管・弁*1 ホース・接続口*1			

\*1：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

\*2：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第5.2.18表 大規模損壊に特化した手順 (1/2)

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない場合に、フロントライン系の故障に加えてサポート系も故障した場合	1次冷却系のフィードアンドブリード	B-充てんポンプ（自己冷却）により原子炉容器へ注水する手順	B-充てんポンプ 燃料取替用水ピット 再生熱交換器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 化学体積制御設備 配管・弁 原子炉補機冷却設備（原子炉補機冷却水設備）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 常設代替交流電源設備	大規模損壊時に対応する手順
		加圧器逃がし弁を開とする手順	加圧器逃がし弁 加圧器 1次冷却設備 配管・弁 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペ 加圧器逃がし弁操作用バッテリー ホース・弁 圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）配管・弁	
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、すべての炉心注水の手順が使用できない場合	代替炉心注水	水消火系に化学消防自動車を接続し、原子炉容器へ注水する手順	化学消防自動車 消防ホース・接続口 防火水槽 原水槽 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備（低圧注入系）配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	
すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合	代替格納容器スプレイ	水消火系に化学消防自動車を接続し、原子炉格納容器へスプレイする手順	化学消防自動車 消防ホース・接続口 防火水槽 原水槽 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁 原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁 スプレイノズル スプレイリング 原子炉格納容器	
使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消火ポンプが使用できない場合	使用済燃料ピットへの注水	水消火系に化学消防自動車を接続し、使用済燃料ピットへ注水する手順	化学消防自動車 消防ホース・接続口 防火水槽 原水槽 火災防護設備（消火栓設備）配管・弁	
使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット近傍へのアクセスが困難な場合	使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット脱塩塔樹脂充てんラインに可搬型大型送水ポンプ車を接続し、使用済燃料ピットへ注水する手順	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 代替給水ピット 原水槽 2次系純水タンク ろ過水タンク 使用済燃料ピット 使用済燃料ピット脱塩塔 使用済燃料ピットフィルタ 燃料取扱設備及び貯蔵設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 燃料補給設備	
使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、燃料取扱棟の損壊又は放射線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルにより、使用済燃料ピットへの建屋外部からのスプレイを行う手順	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース ホース延長・回収車（送水車用） 非常用取水設備 代替給水ピット 原水槽 2次系純水タンク ろ過水タンク 可搬型スプレイノズル 使用済燃料ピット 燃料補給設備	

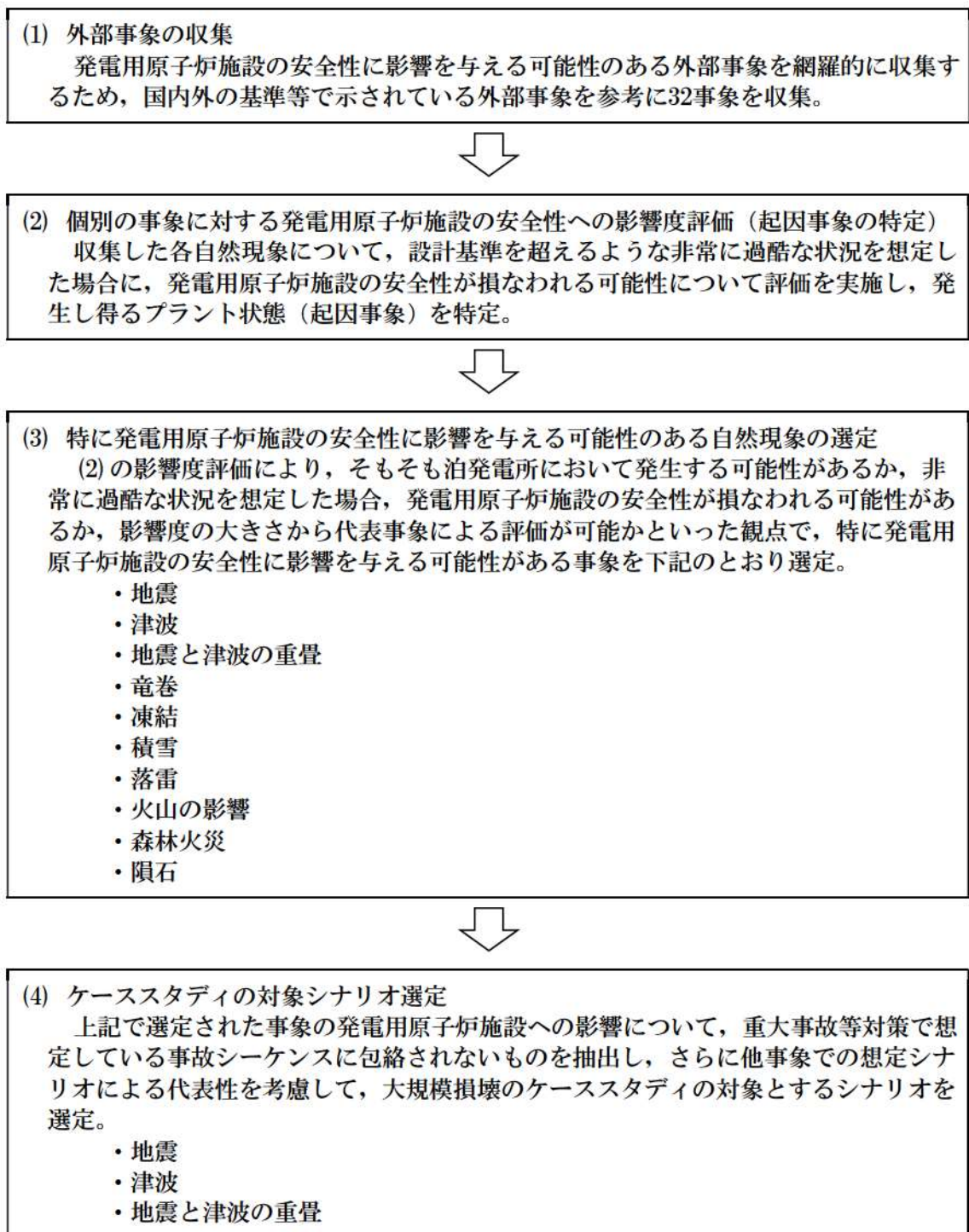


第5.2.18表 大規模損壊に特化した手順 (2/2)

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレーができない場合	使用済燃料ピットへのスプレー	化学消防自動車及び可搬型スプレーノズルにより、使用済燃料ピットへの建屋内部又は外部からのスプレーを行う手順	化学消防自動車 消防ホース 防火水槽 原水槽 可搬型スプレーノズル 使用済燃料ピット	大規模損壊時に対応する手順
原子炉格納容器及びアンユラス部が破損している場合又は破損のおそれがある場合で、建屋周辺の放射線量率が上昇している場合	放射性物質の大気への拡散抑制	代替格納容器スプレーポンプによる原子炉格納容器内へのスプレーの手順	代替格納容器スプレーポンプ 燃料取替用水ピット 補助給水ピット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 2次冷却設備(補助給水設備) 配管・弁 原子炉格納容器スプレー設備 配管・弁 スプレーノズル スプレーリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 代替所内電気設備	
		B-格納容器スプレーポンプ(自己冷却)による原子炉格納容器内へのスプレーの手順	B-格納容器スプレーポンプ 可搬型ホース 燃料取替用水ピット B-格納容器スプレー冷却器 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレー設備 配管・弁 スプレーノズル スプレーリング 原子炉格納容器 原子炉補機冷却設備(原子炉補機冷却水設備) 配管・弁 常設代替交流電源設備	
		消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレーの手順	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク 可搬型ホース 火災防護設備(消火栓設備) 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレー設備 配管・弁 スプレーノズル スプレーリング 原子炉格納容器	
		可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレーの手順	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型ホース・接続口 ホース延長・回収車(送水車用) 非常用取水設備 代替給水ピット 原水槽 2次系純水タンク ろ過水タンク 非常用炉心冷却設備 配管・弁 原子炉格納容器スプレー設備 配管・弁 給水処理設備 配管・弁 スプレーノズル スプレーリング 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 燃料補給設備	
非常用所内電気設備からの給電が不能となった場合	代替所内電気設備による給電	代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順	代替非常用発電機 可搬型代替電源車 代替所内電気設備分電盤 代替所内電気設備変圧器 代替非常用発電機~代替所内電気設備分電盤回路 可搬型代替電源車~可搬型代替電源接続盤回路 可搬型代替電源接続盤~代替所内電気設備分電盤回路 燃料補給設備	
		大規模損壊対応用電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順	可搬型代替電源車 大規模損壊対応用変圧器車 大規模損壊対応用分電盤 燃料補給設備	

第5.2.19表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
災害対策本部要員 ・全体指揮者 ・通報連絡責任者 ・通報連絡者 ・消火責任者	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況把握，対応判断 ○防災組織と役割，通報連絡基準 ○事故挙動の理解
災害対策本部要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 ・班ごとに定められた職務	○防災組織，担当職務の理解 ○担当する職務に必要な力量例) ・影響緩和操作検討（技術班） ・情報整理・状況把握（総括班） ・可搬型設備等の操作（運転班等）
運転員（当直含む。）	○事故状況の把握・整理 ○事故拡大防止のための運転上の措置 ○発電所設備の保安維持	○状況判断，運転操作 ○運転手順書等の理解 ○事故対応設備，挙動の理解
発電所災害対策要員 （運転員を除く。） （協力会社含む。）	○事故対応時の個別作業 ・電源確保作業 ・発電用原子炉，蒸気発生器への注水 ・原子炉格納容器の冷却 ・使用済燃料ピットへの注水 ・がれき撤去 他	○大規模損壊時に対応する手順書に基づき担当する操作を実施できること（担当する手順の理解，可搬型重大事故等対処設備保管場所，操作等の理解）

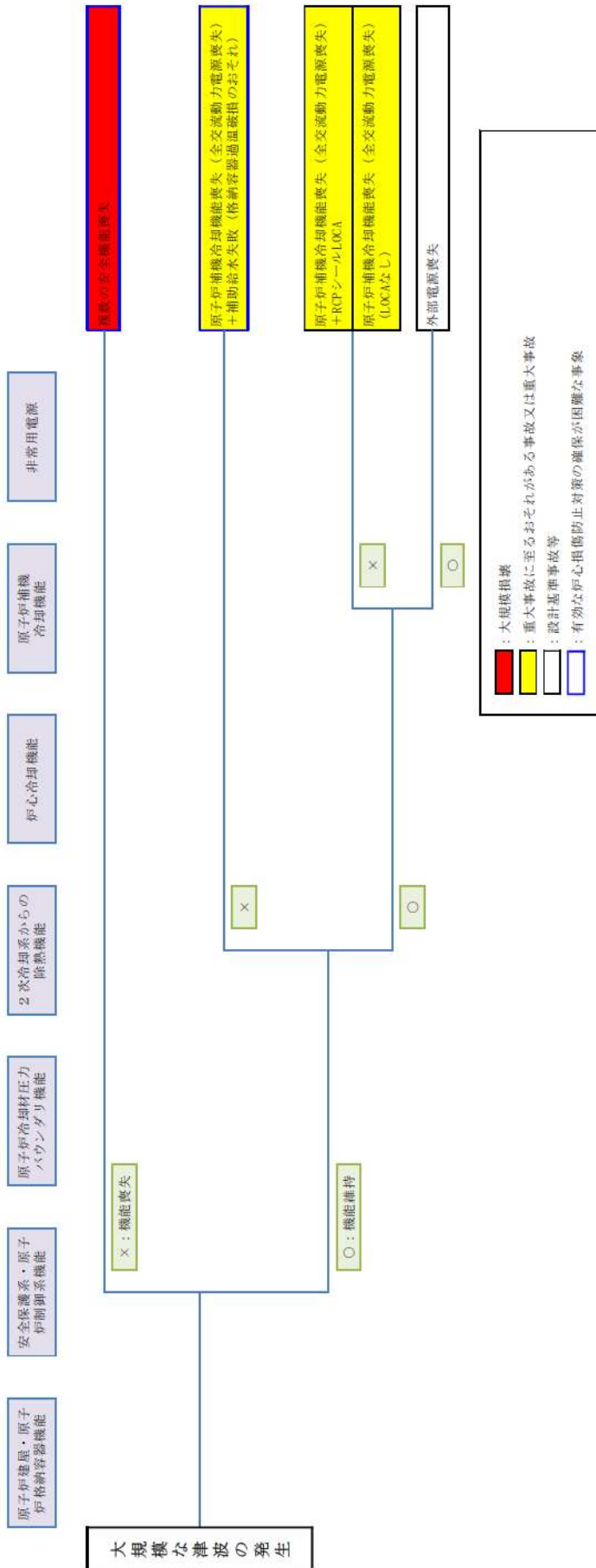


第5.2.1図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要

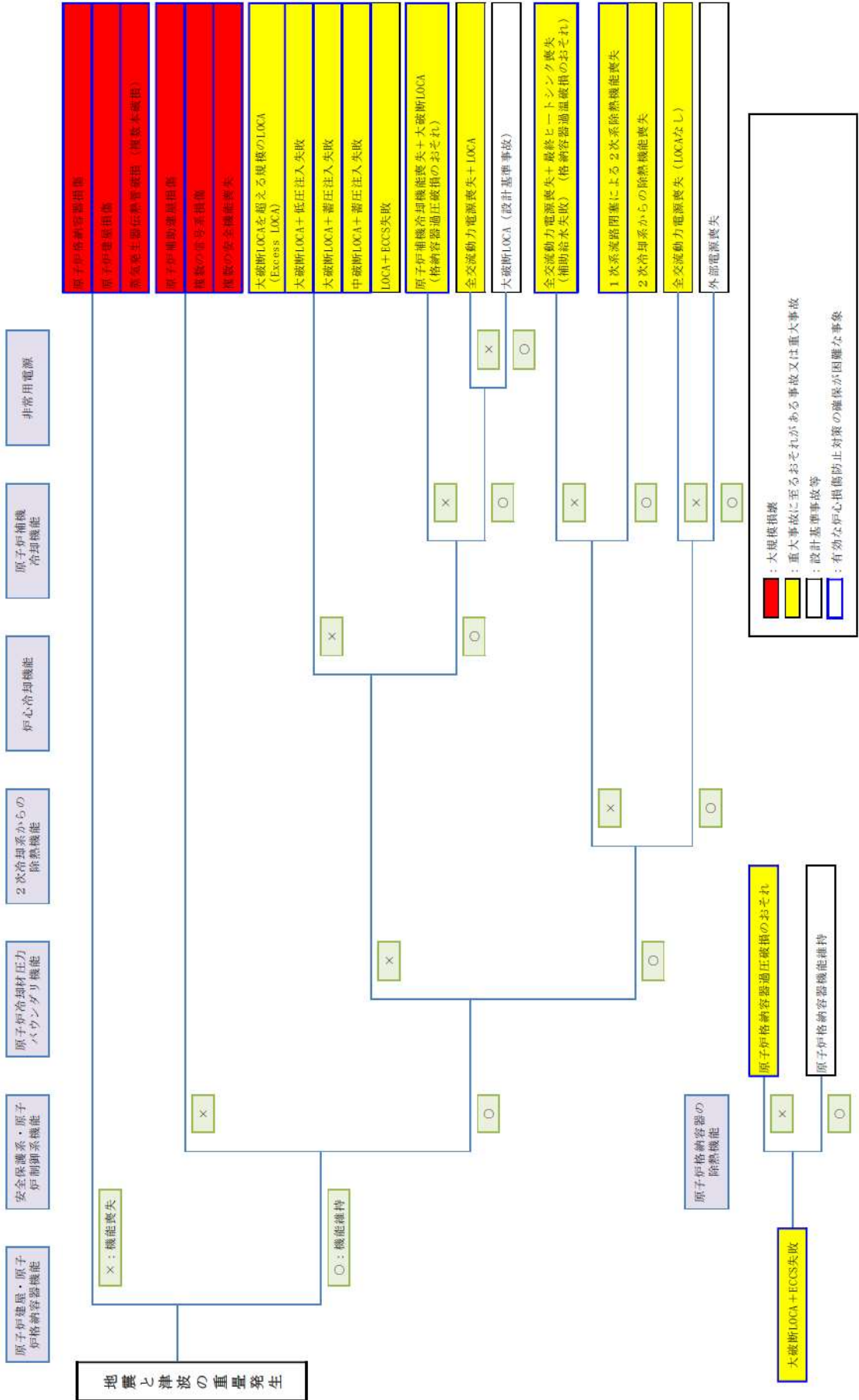




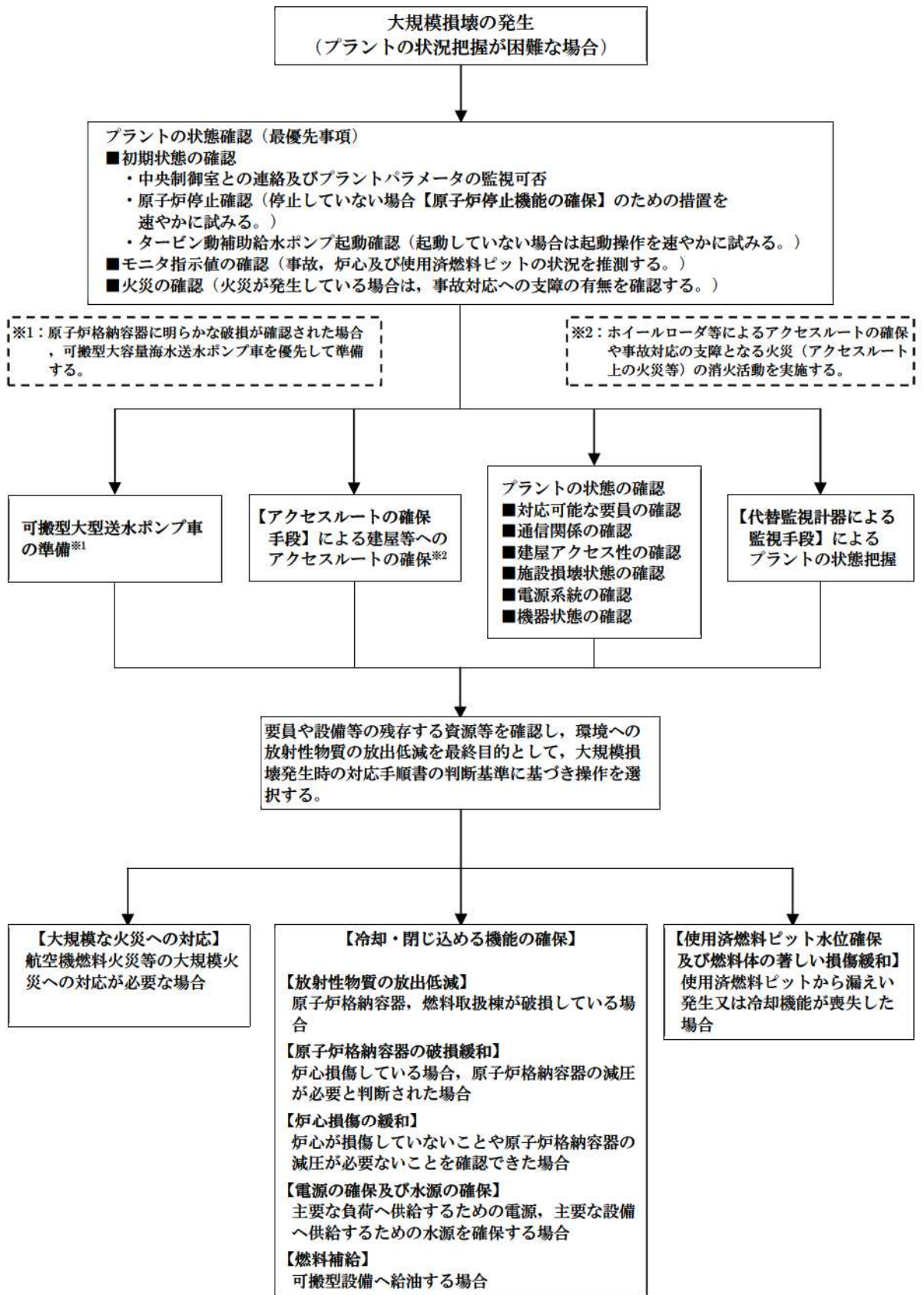




第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じ得る発電用原子炉施設の状況 (2/3) (津波)



第5.2.2図 大規模な自然災害により生じ得る発電用原子炉施設の状況 (3/3) (地震と津波の重畳)



第5.2.3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー  
(プラント状況把握が困難な場合)



## 6. 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

### 6.1 概要

本発電用原子炉施設において、「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」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講ずることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

#### 6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

#### 6.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を



実施するために必要な技術的能力」で講じることとしている措置のうち、「添付書類八 1.10.3 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る安全設計の方針」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員等（運転員、災害対策要員及び災害対策要員（支援））の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「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」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

### 6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等操作に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

#### 6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

#### 6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

#### 6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。

#### 6.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。



## 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び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を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「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」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする内部事象運転時レベル1 PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル1 PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、内部事象停止時レベル1 PRAを活用する。

PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は $10^{-4}$ /炉年程度、格納容器破損頻度は $10^{-4}$ /炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は $10^{-4}$ /炉年程度である。

また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、いずれも内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA又は津波レベル1 PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納



容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）との関連を第6.2.1表に示す。

## 6.2.1 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

### 6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「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」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評価を行う。

#### (1) 事故シーケンスの抽出

内部事象運転時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2.1図に内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA においては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第 6.2.2 図に地震レベル 1 PRA の階層イベントツリーを、第 6.2.3 図に津波レベル 1 PRA のイベントツリーを示す。

地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA では、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。

具体的には、地震レベル 1 PRA では、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象として取り扱う。

津波レベル 1 PRA では、浸水高さに応じ、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有のシーケンスとして抽出する。

なお、1 次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえた PRA 上の取扱いに従い、以下のとおりに分類する。



a. 大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

d. Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

b. 全交流動力電源喪失

c. 原子炉補機冷却機能喪失

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

e. 原子炉停止機能喪失

f. ECCS注水機能喪失

g. ECCS再循環機能喪失

h. 格納容器バイパス

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す6つの事故シーケンスは、地震動や津波高さに応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 複数の安全機能喪失

これらの地震及び津波特有の各事故シーケンスによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震又は津波の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故シーケンスの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象運転時レベル1 PRAにより抽出された上記の a. から h. の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可



搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから，これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。

### (3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には，共通原因故障又は系統間の機能の依存性，炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕，炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で，より厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

#### a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

本事故シーケンスグループは，運転時の異常な過渡変化等の発生後，補助給水機能が喪失する事故シーケンスや，破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等，PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗して，炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち，1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く，フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

#### b. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは，外部電源喪失の発生時に非常

用所内交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心損傷に至るものである。

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRCPシール部からの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

#### c. 原子炉補機冷却機能喪失

本事故シーケンスグループは、原子炉補機冷却機能喪失時、起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的にRCPシールLOCAや加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生することによって、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。

ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであるこ



とから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

#### d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

本事故シーケンスグループは、LOCA事象の発生後、炉心冷却には成功するが、格納容器スプレイ注入又は再循環に失敗することにより原子炉格納容器からの除熱機能が喪失することで、炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

#### e. 原子炉停止機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、共通要因故障対

策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

f. ECCS注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAの発生後、高圧注入機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS再循環機能喪失

本事故シーケンスグループは、LOCAの発生後、短期の1次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗することによって、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして



選定する。

#### h. 格納容器バイパス

本事故シーケンスグループは、インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損の発生後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗し、原子炉格納容器貫通配管等からの原子炉格納容器外への漏えいが防止できずに炉心損傷に至るものである。

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

- ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・1次冷却系流路の閉塞により2次冷却系除熱機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・Excess LOCA

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.2表に示す。

#### 6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び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%以下であること。
- (2) 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17.16 MPa[gage]の1.2倍の圧力20.592MPa[gage]を下回ること。
- (3) 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0.283 MPa[gage]又は限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (4) 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132℃又は限界温度200℃を下回ること。

(3) 及び (4) に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認



するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

ここで記載している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「追補2. I 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。

## 6.2.2 運転中の原子炉における重大事故

### 6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

#### (1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象運転時レベル1.5PRAにおいては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。

#### (2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（ $\delta$ モード）
- b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（ $\tau$ モード）
- c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ $\sigma$ ,  $\mu$ モード）
- d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ $\eta$ モード）
- e. 水素燃焼（ $\gamma$ ,  $\gamma'$ ,  $\gamma''$ モード）
- f. 溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\varepsilon$ モード）

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

- ・原子炉容器内での水蒸気爆発（ $\alpha$ モード）
- ・格納容器隔離失敗（ $\beta$ モード）
- ・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ $\theta$ モード）
- ・インターフェイスシステムLOCA（ $\nu$ モード）
- ・蒸気発生器伝熱管破損（ $g$ モード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（ $g$ モード）については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放



水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

格納容器隔離失敗（ $\beta$ モード）（炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態）については、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗することのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備、日常の原子炉格納容器の圧力監視等に対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

原子炉容器内での水蒸気爆発（ $\alpha$ モード）については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

また、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

### (3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定す

る。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。

なお、Excess LOCAにおいても、大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放



出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次冷却材圧力が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断口径が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却

材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水としては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

#### e. 水素燃焼



破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

#### f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確

認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.3表に示す。

#### 6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマーク I 型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

- (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度200℃を下回ること。
- (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。
- (5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱



的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。

(7) 可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，(1)の要件を満足すること。

(8) 溶融炉心による侵食によって，原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

### 6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### 6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。

##### (1) 想定事故1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

##### (2) 想定事故2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

#### 6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。

#### 6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

##### 6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、非常用炉心冷却設備作動信号ブロックから非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除までの期間を評価対象\*とし、プラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から非常用炉心冷却設備作動信号ブロックまで」及び「非常用炉心冷却設備作動信



号ブロック解除から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、補助給水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ、発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル 1 PRAの評価範囲と位置づけている。

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

内部事象停止時レベル 1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第 6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスグループを以下のように分類する。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃

料損傷防止対策の実施に対する時間余裕，燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で，より厳しいシーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

本事故シーケンスグループは，余熱除去系の故障に伴い余熱除去機能が喪失し，燃料損傷に至るものである。

要求される設備容量の観点から，炉心崩壊熱が高く，1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を，重要事故シーケンスとして選定する。

なお，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から，充てん機能及び高圧注入機能の喪失の重畳を考慮する。

b. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは，外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗する全交流動力電源喪失の発生により余熱除去機能が喪失し，燃料損傷に至るものである。

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く，かつ，要求される設備容量の観点から，炉心崩壊熱が高く，1次冷却系保有水量



が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

#### c. 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系外への流出により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。

1次冷却材の流出流量が多く、1次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

#### d. 反応度の誤投入

本事故シーケンスグループは、プラント停止中に化学体積制御系の故障、誤操作等により反応度が添加されることで臨界に達し、燃料損傷に至るものである。

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。

定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.4表に示す。



#### 6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

### 6.3 評価に当たって考慮する事項

#### 6.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」及び「添付書類八 1.10.3 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る安全設計の方針」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとした措置のうち、「添付書類八 1.10.3 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る安全設計の方針」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。

なお、「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」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には、各々の対策において解析を行う。

#### 6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起回事象の発生に加えて想定する共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

### 6.3.3 外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して、有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合を想定する。

### 6.3.4 単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

### 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

- (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。
- (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。
- (3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。



(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。

(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

#### 6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。

有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。

## 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第6.4.1表から第6.4.3表に示す。

ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「追補2. II 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」に示す。

### 6.4.1 M-RELAP5<sup>(1)</sup>

#### 6.4.1.1 概要

制御系，熱水力，熱構造材，原子炉動特性等の計算機能を有し，原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では，1次冷却系及び2次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し，気液各相の質量，運動量及びエネルギー保存式を独立に解き，各ボリュームの冷却材の圧力，温度，密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては，炉心出力変化，1次冷却材ポンプ，配管や機器からの冷却材の流出，原子炉トリップ，制御保護設備，非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

また，同時に実行される燃料棒熱解析では，炉心部を大別して高温燃料棒，高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し，各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径



方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5-3Dコードを基に、PWRプラントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models” にて要求される保守的なモデル（Moody 臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

#### 6.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

##### (1) 炉心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。

##### (2) 1次冷却系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

##### (3) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨



界流・差圧流)がモデル化されている。

#### (4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

#### 6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF, ROSA/LSTF SB-CL-18, ROSA/LSTF SB-CL-39, PKL/F1.1, Marviken, LOFT L9-3, LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.4表に示すとおりである。

#### 6.4.2 SPARKLE-2<sup>(2)</sup>

##### 6.4.2.1 概要

M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元熱流動特性コードMIDACの3つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過

渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。

炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次冷却系全体の熱流動を計算する。

#### 6.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

##### (1) 炉心

核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

##### (2) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

##### (3) 蒸気発生器



重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

#### 6.4.2.3 検証，妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証，妥当性確認を実施している。具体的には，TWIGLベンチマーク，LMWベンチマーク，SPERT-III E-core実験解析，NUPEC管群ボイド試験解析，LOFT L9-3，LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また，入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて，検証，妥当性確認により，その不確かさを把握している。具体的には，第6.4.5表に示すとおりである。

#### 6.4.3 MAAP<sup>(3)</sup>

##### 6.4.3.1 概要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し，原子炉，1次冷却系，原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに，工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また，核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており，事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように，広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり，重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて，起因事象から安定した状態，あるいは過圧，過温により原子炉格納容器健全性が



失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

#### 6.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

##### (1) 炉心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

##### (2) 1次冷却系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

##### (3) 加圧器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化さ

れている。

#### (4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

#### (5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動（蒸気，非凝縮性ガス），区画間・区画内の流動（液体），構造材との熱伝達及び内部熱伝導，スプレイ冷却，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。

#### (6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション，原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化），原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達），下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉容器破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動（以下「1次系内FP挙動」という。）がモデル化されている。

#### (7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶融炉心細粒化），原子炉容器外FCI（デブリ粒子熱伝達），原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱，コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動（以下「原子炉格納容器内FP挙動」という。）がモデル化されている。



#### 6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第6.4.6表に示すとおりである。

#### 6.4.4 GOTHIC<sup>(4)</sup>

##### 6.4.4.1 概要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

##### 6.4.4.2 重要現象のモデル化



事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

#### (1) 原子炉格納容器

重要現象として区画間・区画内の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

#### 6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験TestM-7-1，NUPEC試験TestM-4-3，熱伝達試験により確認している。また，入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて，妥当性確認により，その不確かさを把握している。具体的には，第6.4.7表に示すとおりである。

#### 6.4.5 COCO<sup>(5) (6) (7)</sup>

##### 6.4.5.1 概要

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは，原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力，温度変化の評価を主目的に開発され，原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し，各系内では状態は一様とし，各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態，液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ，どの状態にあるかは圧力，流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して，対応した状態方程式を用いる。また，格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず，原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

#### 6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

##### (1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

#### 6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3試験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.8表に示すとおりである。

## 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

### 6.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

### 6.5.2 共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、各重要事故シーケンス等の評価目的に応じて、炉心冷却又は原子炉格納容



器冷却等を保守的に評価する観点から選定する。

なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

#### 6.5.2.1 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

##### (1) 初期条件

###### a. 初期定常運転条件

炉心熱出力の初期値として、定格値（2,652MWt）に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（306.6℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いるものとする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、反応度帰還効果を小さくするため、サイクル寿命初期の炉心運用を包絡する正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いるものとする。

###### b. 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

###### c. 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。

なお、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(a) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(8)</sup>を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次冷却材圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。

(b) 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として6.5%を用いるものとする。

(c) 核的パラメータ

即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いるものとする。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果は、ウラン平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷

も考慮する。

d. 加圧器

加圧器保有水量の初期値は，全出力運転状態における保有水量に基づき65%体積とする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また，蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を，水量は1基当たり50tを用いるものとする。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

原子炉格納容器自由体積は，設計値に余裕を考慮した小さい値として65,500m<sup>3</sup>を用いるものとする。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは，設計値に余裕を考慮した小さい値を用いるものとする。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は，設計値として49℃及び9.8kPa[gage]を用いるものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器，加圧器，蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は，設計値を用いるものとする。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破



断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

### (3) 重大事故等対策に関連する機器条件

#### a. 炉心及び燃料

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第6.5.3図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

#### b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として、以下の値を用いるものとする。

##### 過大温度 $\Delta T$ 高

1次冷却材平均温度等の関数（第6.5.4図参照）（応答時間6.0秒）

##### 原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

##### 1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.8秒）

##### 蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間0秒，2.0秒）

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間2.0秒）

なお、ECCS作動信号「原子炉圧力異常低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」ではECCSの作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点，並びに「ECCS再循環機能喪失」ではECCSの作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替に失敗し，炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし，その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。

#### c. 原子炉制御設備

原子炉制御設備は，外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし，1次冷却系及び2次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから，自動動作するものとする。

なお，事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては，加圧器圧力制御系，加圧器水位制御系及び給水制御系は，1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくす

る観点から自動作動するものとする。

d. 1次冷却系及び2次冷却系主要弁

加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁，加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また，加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。

(a) 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)

(b) 加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)

(c) 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり)  
の10%

(d) 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり)  
の100%

e. 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。

f. 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは2基動作し，粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として，1基当たり除熱特性 (100℃～約155℃，約3.6MW～約6.5MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g. 燃料取替用水ピット

燃料取替用水ピットの水量は，設計値として1,700m<sup>3</sup>を用いるものとする。

6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故



(1) 初期条件

「6.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。

なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いるものとする。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0 kPa [gage] を用いるものとする。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

「6.5.2.1(3) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

(4) Cs-137放出量評価に関連する条件

Cs-137放出量評価においては、原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。このとき原子炉格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。

ここで記載している、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果については、「追補2. III 原子炉格納

容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」に示す。

### 6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### (1) 初期条件

##### a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後7.5日）で取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いるものとする。

##### b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃とする。

##### c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット、A、B－使用済燃料ピットの間設置されているゲートを取り外すことから、A、B－使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようにB－使用済燃料ピットのみ水量を考慮する。

##### d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から4.25mとする。

6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

a. 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(8)</sup>を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。

c. 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としてい



ることから，1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として，1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

e. 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として，1次冷却材の初期水位は，原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

f. 1次冷却系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として，1次冷却系開口部は，加圧器安全弁が3個取り外され，加圧器のベント弁が1個開放されているものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器，加圧器，蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

## 6.6 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

## 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響を評価するものとする。

不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

### 6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

### 6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、



操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

### 6.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

## 6.8 必要な要員及び資源の評価方針

### 6.8.1 必要な要員の評価

重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

### 6.8.2 必要な資源の評価

重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

## 6.9 参考文献

- (1) 「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのM-RELAP5コードの適用性について」 MHI-NES-1054, 三菱重工業, 平成25年
- (2) 「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのSPARKLE-2コードの適用性について」 MHI-NES-1055, 三菱重工業, 平成25年
- (3) 「三菱PWR三菱PWR炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへのMAAPコードの適用性について」  
MHI-NES-1056, 三菱重工業, 平成25年
- (4) 「三菱PWR格納容器破損に係る重要事故シーケンスへのGOTHICコードの適用性について」 MHI-NES-1057, 三菱重工業, 平成25年
- (5) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」  
MAPI-1035 改8, 三菱重工業, 平成11年
- (6) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」  
MAPI-1063 改2, 三菱重工業, 平成2年
- (7) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」  
MHI-NES-1016, 三菱重工業, 平成12年
- (8) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」  
MHI-NES-1010 改4, 三菱重工業, 平成25年



第6.2.1表 有効性評価における重要事故シナリオ等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則  
／技術基準規則との関連（1／10）

審査項目	審査内容	技術的能力審査基準																審査項目	
		1.1 44条/60条	1.2 45条/60条	1.3 46条/60条	1.4 47条/60条	1.5 48条/60条	1.6 49条/64条	1.7 50条/60条	1.8 51条/60条	1.9 52条/60条	1.10 53条/60条	1.11 54条/60条	1.12 55条/60条	1.13 56条/71条	1.14 57条/77条	1.15 58条/77条	1.16 59条/77条		
運転中の異常発生時における重要事故シナリオ等	7.1.1 2秒未満からの停機機能喪失		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.2 全交差機が機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.3 原子炉格納箱が機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.4 原子炉格納箱の停機機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.5 原子炉停止機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.6 BOPSS本機機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	7.1.7 BOPSS停機機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.1.8 格納箱電源バイパス	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.1.1 (燃料管配管圧力監視)	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.1.2 (燃料管配管圧力監視)	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.2 高圧送給機出力/格納箱電源異常検出	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.3 原子炉圧力調整水の循環ポンプ一時停止	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.4 本体保護	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	7.2.5 除熱中心・コンクリート相互作用	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
7.3.1 想定事故3	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.3.2 想定事故2	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.4.1 (冷却水循環ポンプ停止)	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.4.2 全交差機が機能喪失	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.4.3 原子炉冷却材の漏出	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
7.4.4 反応度の増大	重要機器の故障	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		

































第6.2.2表 重要事故シークエンスの選定（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）（1/2）

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉炉補機冷却機能が喪失する事故</li> </ul> <p>（従属的に発生する原子炉炉補機冷却機能喪失の重量を考慮）</p>
原子炉炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故</li> <li>原子炉炉補機冷却機能喪失時に加圧器速がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故</li> </ul> <p>（全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シークエンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシークエンスを評価）</p>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>小破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>小破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>

※：（ ）は、選定した事故シークエンスと重要事故シークエンスの相違理由を示す。



第6.2.2表 重要事故シークエンスの選定（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）（2/2）

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス*
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップが必要な起回事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップが必要ない起回事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> <li>負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul> <p>（1次冷却材圧力の観点で厳しい起回事象を選定）</p>
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシスシテム LOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシスシテム LOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイシスシテム LOCA</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</li> </ul>

※：（ ）は、選定した事故シークエンスと重要事故シークエンスの相違理由を示す。



第6.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/4）

格納容器破損モード	該当する PDS	最も厳しい PDS	最も厳しい PDS の考え方
格納容器破損モード ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SED</li> <li>・ TEW</li> <li>・ TED</li> <li>・ AED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ SEW</li> <li>・ AEW</li> </ul>	AED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 破断規模の大きい大中破断 LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水がある (**W) に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AED が最も厳しい PDS となる。</p>
格納容器破損モード ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SED</li> <li>・ TEW</li> <li>・ TED</li> <li>・ AED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ SEW</li> <li>・ AEW</li> </ul>	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 LOCA (S**), 過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。</li> <li>・ 補助給水による冷却がない (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。</li> </ul> <p>以上より、TED が最も厳しい PDS となる。</p>
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SED</li> <li>・ TEW</li> <li>・ TEI</li> <li>・ SLW</li> <li>・ TED</li> <li>・ SLI</li> <li>・ SEI</li> <li>・ SEW</li> </ul>	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気気直接加熱の観点で最も厳しい。</li> </ul> <p>以上より、TED が最も厳しい PDS となる。</p>
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEW</li> <li>・ SLW</li> <li>・ AEI</li> <li>・ SLI</li> <li>・ SEI</li> <li>・ SEW</li> </ul>	AEW	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AEW が最も厳しい PDS となる。</p>
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TEI</li> <li>・ TEW</li> <li>・ SED</li> <li>・ AEW</li> <li>・ SEI</li> <li>・ SLI</li> <li>・ TED</li> <li>・ AEW</li> <li>・ AEI</li> <li>・ AED</li> <li>・ SLW</li> </ul>	AEI	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) の PDS が厳しい。</li> <li>・ 炉心内の Zr－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するものとするを前提とすると、各 PDS で炉心内の Zr－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AEI が最も厳しい PDS となる。</p>
溶融炉心・コクソリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TEI</li> <li>・ SEI</li> <li>・ TED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ SED</li> <li>・ AEW</li> <li>・ TEW</li> <li>・ SLI</li> <li>・ AED</li> <li>・ SEW</li> <li>・ AEI</li> </ul>	AED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象進展が早い大破断 LOCA (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。</li> <li>・ 1次冷却材圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない大破断 LOCA (A**) が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、溶融炉心を冷却せず MCCI を抑制しない観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AED が最も厳しい PDS となる。</p>

PDS：プラント損傷状態

第6.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）

補足：PDS の分類記号

事故のタイプと1次冷却材圧力	状態の説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断 LOCA)
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断 LOCA)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。 (起因事象：蒸気発生器伝熱管破損)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。 (起因事象：インターフェースシステム LOCA)

炉心損傷時期	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）	状態の説明
D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できな可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できな可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。



第6.2.3表 評価事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	評価事故シークエンス※1
雰囲気圧力・温 度による静的負 荷（格納容器過 圧破損）	AED	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2</li> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故※2</li> </ul> <p>（時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）</p>
雰囲気圧力・温 度による静的負 荷（格納容器過 温破損）	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故※2</li> </ul> <p>（時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）</p>
高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気 気直接加熱	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故※2</li> </ul> <p>（時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）</p>

※1：（ ）は、選定した事故シークエンスと評価事故シークエンスの相違理由を示す。

※2：代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びび可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。



第6.2.3表 評価事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（4/4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	評価事故シークエンス*1
原子炉圧力容器 外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	AEW	<p>事故シークエンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<p>最も厳しい事故シークエンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<p>評価事故シークエンス*1</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故*2</li> </ul> <p>(炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。)</p>
水素燃焼	AEL	<p>事故シークエンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<p>最も厳しい事故シークエンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<p>評価事故シークエンス*1</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>(現象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。)</p>
溶融炉心・コン クリート相互作 用	AED	<p>事故シークエンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<p>最も厳しい事故シークエンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<p>評価事故シークエンス*1</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故*3</li> </ul> <p>(格納容器内への水の見込みをなくすため、高圧注入系の注入失敗の重量を考慮する。)</p>

※1：( ) は、選定した事故シークエンスと評価事故シークエンスの相違理由を示す。

※2：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮し、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。

※3：代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第6.2.4表 重要事故シークエンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シークエンス グループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス
崩壊熱除去機能喪失 （余熱除去系の故障 による停止時冷却機 能喪失）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故※1</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故※1※2</li> </ul>
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故</li> <li>・ 水位維持に失敗する事故</li> <li>・ オーパードレンとなる事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取出前のミッドドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故※1</li> </ul>
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故※3</li> </ul>

※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミッドドループ運転中を想定する。

※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 - 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

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>• 全交流動力電源喪失</li> <li>• 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>• ECCS注水機能喪失</li> <li>• 格納容器バイパス</li> </ul>
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉停止機能喪失</li> </ul>
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>• ECCS再循環機能喪失</li> </ul>
COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 全交流動力電源喪失</li> <li>• 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>



第 6.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 - 運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）</li> <li>• 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>• 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>• 水素燃焼</li> <li>• 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 水素燃焼</li> </ul>

第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 - 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>• 全交流動力電源喪失</li> <li>• 原子炉冷却材の流出</li> </ul>

第6.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (1 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが0%～40%の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが0 m～0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。 大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05 程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度であることを確認した。
1次冷却系	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約20%過大評価することを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが±10%、二相臨界流量の不確かさが-10%～+50%であることを確認した。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF, PKL の試験解析より、2次系強制冷却時の1次冷却材圧力の不確かさが0～+0.5MPa であることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1次冷却材圧力で定量化し、ROSA/LSTF, PKL の試験解析より、1次冷却材圧力の不確かさが0～+0.5MPa であることを確認した。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡 水位変化	2流体モデル	LOFT L6-1 試験解析, LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃, 1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	冷却材流出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	



第6.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF, PKL の試験解析より, 2次系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0~+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析, LOFT L9-3試験解析より, 加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃, 1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析, LOFT L9-3試験解析より, ドライアウト特性を適切に模擬すること, 及び, 1次冷却材温度の不確かさが±2℃, 1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第6.4.5表 SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた $\pm 10\%$ が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ であることを確認した。
炉心 (燃料)	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (熱流動)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	沸騰・ポイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールポイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ポイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、 $2\sigma$ を考慮すると沸騰・ポイド率の不確かさとして $\pm 8\%$ であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析, LOFT L9-3試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして $\pm 2^\circ\text{C}$ , 1次冷却材圧力の不確かさとして $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを確認した。
	水位変化	2相/サブクール臨界流モデル 伝熱管熱伝達モデル	
蒸気 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	2流体モデル	入力値に含まれる。
	1次側・2次側の熱伝達	臨界流モデル	
	2次側水位変化・ドラライアウト	ポンプ特性モデル	
蒸気 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	伝熱管熱伝達モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	

第6.4.6表 MAAPIにおける重要現象の不確かさ等 (1 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。 TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認（代表4ループアラントを例とした）。 ・SBO, LOCA シーンケンスとともに、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーンケンスでは約14分早まる。LOCA シーンケンスでは約30秒早まる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	
	燃料棒表面熱伝達	炉心熱水力モデル (炉心ヒートアップ)	
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 コードよりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5 コードと同等な結果が得られていることを評価する。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードより多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5 コードで MAAPI コードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離・対向流	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル)	
1次冷却系	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル)	—
	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS)	
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	



第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等（2 / 5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より, Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
	1次側・2次側の熱伝達		MB-2 実験解析より, 1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし, 2次冷却系からの液相放出がある場合, 伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より, 蒸気放出の場合, 放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合, 過大評価する傾向を確認。
蒸気発生器	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より, ダウンカマ水位, 伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合, 伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認。
	区画間・区画内の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス)		HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度: 十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力: 1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度: 適正に評価
	区画間・区画内の流動 (液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	なお, HDR 実験は, 縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり, 国内 PWR の場合, 上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について, TMI 事故分析結果と一致することを確認。 格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し, ドライ換算13vol%の場合, 原子炉格納容器圧力を0.016MPa, 温度を2℃の範囲で高めに評価することを確認(代表3ルーブプラントの場合)。
格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニット モデル		

第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表4ルーブリックを例とした)。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SB0シーケンスの場合約26分、LOCA シーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
原子炉 容器 (炉心 損傷後)	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの デブリ挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラストの破損口径)」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの 溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。 また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表4ルーブリックを例とした)。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損 モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。



第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (4 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
	<p>原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化, デ ブリ粒子熱伝達)</p>	<p>溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心 挙動)</p>	<p>原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」, 「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」, 「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して, 格納容器破損防止の「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い, 原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認。 MCCI 現象への影響の観点で, 「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して, 格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い, MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。</p>
<p>原子炉 格納容器 (炉心 損傷後)</p>	<p>原子炉下部キャビティ 床面での溶融炉心の拡 がり  溶融炉心と原子炉下部 キャビティ水の伝熱  溶融炉心と コンクリートの伝熱</p>	<p>溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心 挙動)</p>	<p>MCCI 現象への影響の観点で, 格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い, 「原子炉下部キャビティ水深」, 「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して, MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して, 原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし, 落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に, コンクリート侵食深さは約 18cm となることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約 19cm であり, 継続的な侵食が生じないことを確認。MCCI によって発生する水素を加えても, 最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6 vol%程度 (ドライ条件換算) であり, 水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルであることを確認。 ACE 及び SURC 実験解析より, 溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。</p>
	<p>コンクリート分解・ 非凝縮性ガス発生</p>		



第6.4.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (5 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷後)	1次系内FP <sup>**1</sup> 挙動	FP <sup>**1</sup> 挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高め評価し、燃料破損後のFP <sup>**1</sup> 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP <sup>**1</sup> 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。
原子炉 格納容器 (炉心 損傷後)	原子炉格納容器内 FP <sup>**1</sup> 挙動		

※1：Fission Product (核分裂生成物)

第6.4.7表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式，流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により，ヘリウム濃度のコード予測性から，モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき，製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約0.3%）。THAI 試験再現性より，水素処理量を少なく予測する傾向となる。
イグナイタによる水素燃焼モデル		コード開発元による解析解との比較により，圧力で0.5%，温度で1%。	

第6.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	CVTR Test-3 試験解析より，熱伝達モデルとして修正内田の式を適用すること，原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く，原子炉格納容器内雰囲気温度については約 20℃高めに評価することを確認。



第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (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)(1/3)

分類	評価事象 物理現象	2次冷却系からの除熱機能喪失		全交流動力電源喪失		原子炉補機冷却機能喪失		原子炉格納容器の除熱機能喪失		原子炉停止機能喪失		ECCS注水機能喪失		ECCS再循環機能喪失		格納容器バイパス	
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力
炉心(核)	核分裂出力(中性子動特性)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	反応度帰還効果	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	制御棒効果	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	崩壊熱*1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒内温度変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	限界熱流束(CHF)*2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	3次元熱流動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ほう素濃度変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (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)(2/3)

分類	評価対象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器パイパス イニターフ システム LOCA	蒸気発生器 伝熱管破損
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 漏えい量	燃料被覆管温度, 漏えい量	
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	冷却材流量変化(自然循環時)		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		-	○	○	-	-	○	-	○	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化		-	○	○	-	-	○	-	○	-
	気液分離・対向流		-	○	○	-	-	-	○	○	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	ほう素濃度変化		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS強制注入※1		○	-	-	-	-	-	○	○	○
	ECCS蓄圧タンク注入※1		-	○	○	-	-	-	○	-	-
	気液熱非平衡		○	-	-	-	-	○	-	-	-
	水位変化		○	-	-	-	-	-	-	-	-
冷却材放出(臨界流・差圧流)		○	-	-	-	-	-	-	-	-	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (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)(3/3)

分類	評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器	バイパス
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 漏えい量	燃料被覆管温度, 漏えい量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	-	○	○	-	○	○
	冷却材放出(臨界流・差圧流)*1	-	○	○	-	○	○	-	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	-	-	-	○	-	-	-	-
	2次側給水(主給水・補助給水)*	-	○	○	-	○	○	-	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	○	○	○	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却*1	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	-	-	-	○*1	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) \*1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

分類	評価事象		雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
	物理現象	評価指標					
蒸気発生器	核分裂出力		-	-	-	-	-
	反応度帰還効果		-	-	-	-	-
	制御棒効果		-	-	-	-	-
	崩壊熱 <sup>*1</sup>		○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化		○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達		○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化		○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形		○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化		-	-	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流		-	-	-	-	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-
	圧力損失		-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

分類	評価事象 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
			原子炉格納容器 圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)		-	-	-	-	-
	冷却材流量変化(自然循環時)		-	-	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		-	-	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化		-	-	-	-	-
	気液分離・対向流		-	-	-	-	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-
	圧力損失		-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達		-	-	-	-	-
	ECCS 強制注入 <sup>*1</sup>		-	-	-	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入 <sup>*1</sup>		-	-	-	-	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-
加圧器	水位変化		-	-	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		-	○	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	評価指標	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
			原子炉格納容器 圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達		-	-	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1		-	-	-	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト		-	-	-	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水) ※1		-	-	-	-	-
	区画間・区画内の流動		○	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達		-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		○	-	-	○	-
	スプレイ冷却※1		○	-	-	○	-
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内 自然対流冷却		○	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素発生		-	-	-	-	-
水素濃度変化			-	-	-	○	-
	水素処理		-	-	-	○	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (4/4)

分類	評価事象		雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
	物理現象	評価指標					
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	リロケーション		○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI <sup>**1</sup> (溶融炉心細粒化)		-	○	-	-	-
	原子炉容器内 FCI <sup>**1</sup> (デブリ粒子熱伝達)		-	○	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○	○	○	-	○
	原子炉容器破損, 溶融		○	○	○	○	○
	1次系内 FP <sup>**2</sup> 挙動		-	-	-	-	-
	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出		-	-	-	-	-
	格納容器雰囲気直接加熱		-	-	-	-	-
	原子炉容器外 FCI <sup>**1</sup> (溶融炉心細粒化)		○	-	○	-	○
	原子炉容器外 FCI <sup>**1</sup> (デブリ粒子熱伝達)		○	-	○	-	○
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉下部キヤビティ床面での溶融炉心の 拡がり		-	-	-	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キヤビティ水の伝熱		-	-	-	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		-	-	-	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		-	-	-	○	○
	原子炉格納容器内 FP <sup>**2</sup> 挙動		-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：Fuel-Coolant Interaction (溶融炉心と冷却水の相互作用) ※2：Fission Product (核分裂生成物)

第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	物理現象	評価指標	炉心水位, 燃料 被覆管温度	炉心水位, 燃料 被覆管温度
炉心 (核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱※1	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束 (CHF) ※2	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
	物理現象	評価指標	炉心水位, 燃料被覆管温度	炉心水位, 燃料被覆管温度
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	—	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	—	—	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む) ※1	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入 ※1	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	—	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水) ※1	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



大破断 LOCA	低圧 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	低圧 再循環	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能 喪失
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失
							大破断 LOCA+低圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失

中破断 LOCA	高圧 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
						炉心冷却成功	炉心損傷なし
						中破断 LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
						中破断 LOCA+高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能 喪失
						中破断 LOCA +格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
						中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失
						中破断 LOCA+高圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助 給水	高圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							小破断 LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							小破断 LOCA+高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能 喪失
							小破断 LOCA +格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							小破断 LOCA+高圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失
							小破断 LOCA+補助給水失敗	2次冷却系から の除熱機能喪失
							ATWS へ	—

第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー (1 / 3)

インターフェイスシステム LOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパス
		ATWS へ	—

主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	炉心損傷なし
			主給水流量喪失 + 補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
			ATWS へ	—

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
				炉心冷却成功	炉心損傷なし
				外部電源喪失 + 補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失
				ATWS へ	—

ATWS		事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失

第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー (2 / 3)

2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
				炉心冷却成功	炉心損傷なし
				2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				ATWSへ	—

蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
				炉心冷却成功	炉心損傷なし
				蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗	格納容器バイパス
				蒸気発生器伝熱管破損 +補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				ATWSへ	—

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	炉心損傷なし
			過渡事象+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
			ATWSへ	—

原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	RCPシール LOCA	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
					炉心冷却成功	炉心損傷なし
					原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシール LOCA	原子炉補機冷却機能喪失
					原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	原子炉補機冷却機能喪失
					原子炉補機冷却機能喪失 +補助給水失敗	原子炉補機冷却機能喪失
					ATWSへ	—

手動停止	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		炉心冷却成功	炉心損傷なし
		手動停止+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失

第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー (3 / 3)



地震	格納容器 バイパス	地震 起因事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系 の破断	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
							過渡分類イベントツリーへ	過渡分類イベントツリーへ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「2次冷却系の破断」と同じ	2次冷却系の破断へ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「小破断LOCA」と同じ	小破断LOCAへ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「中破断LOCA」と同じ	中破断LOCAへ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「大破断LOCA」と同じ	大破断LOCAへ
							大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷 原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	—
							蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—

第6.2.2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー

津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T. P. 16.5m~)	発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
	なし	—	内部事象 PRAの範疇	内部事象 PRAの範疇
	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—

第6.2.3図 津波レベル1 PRAイベントツリー



余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	余熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失

外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	—
			外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
			外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	原子炉補機冷却機能喪失	崩壊熱除去機能喪失

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材の流出

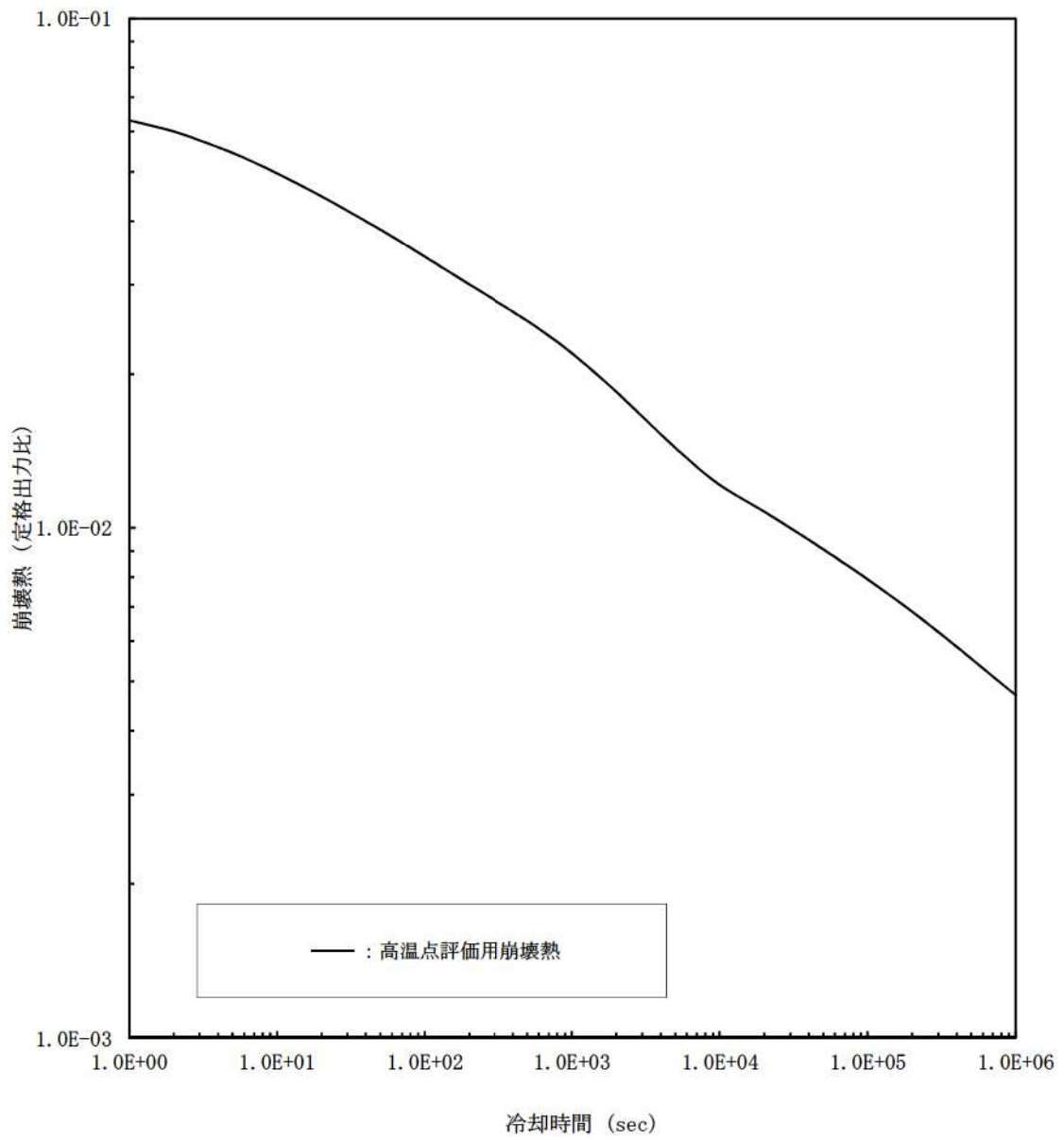
水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	水位維持失敗	原子炉冷却材の流出

オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	オーバードレン	原子炉冷却材の流出

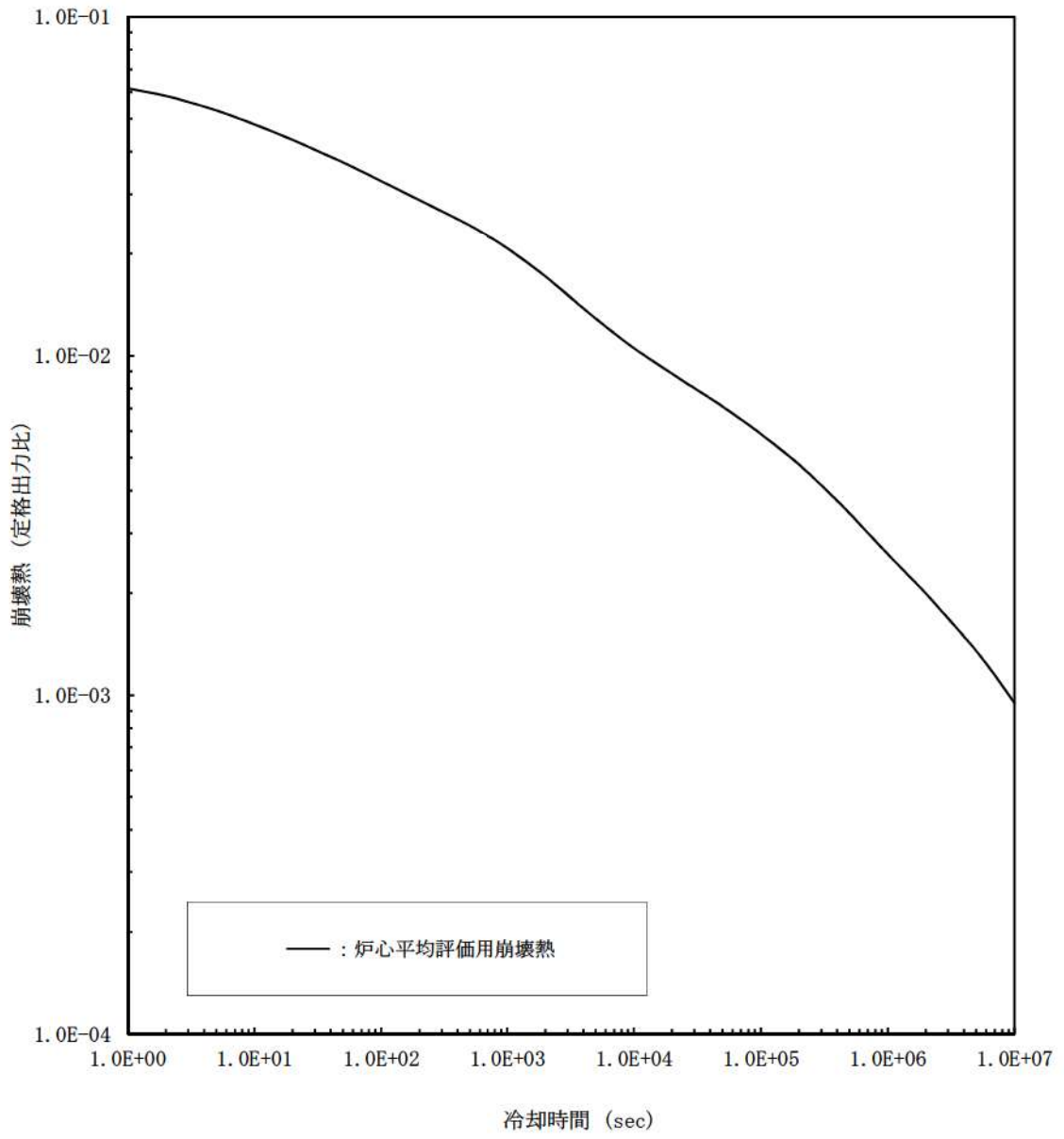
反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	反応度の誤投入	反応度の誤投入

第6.2.5図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー

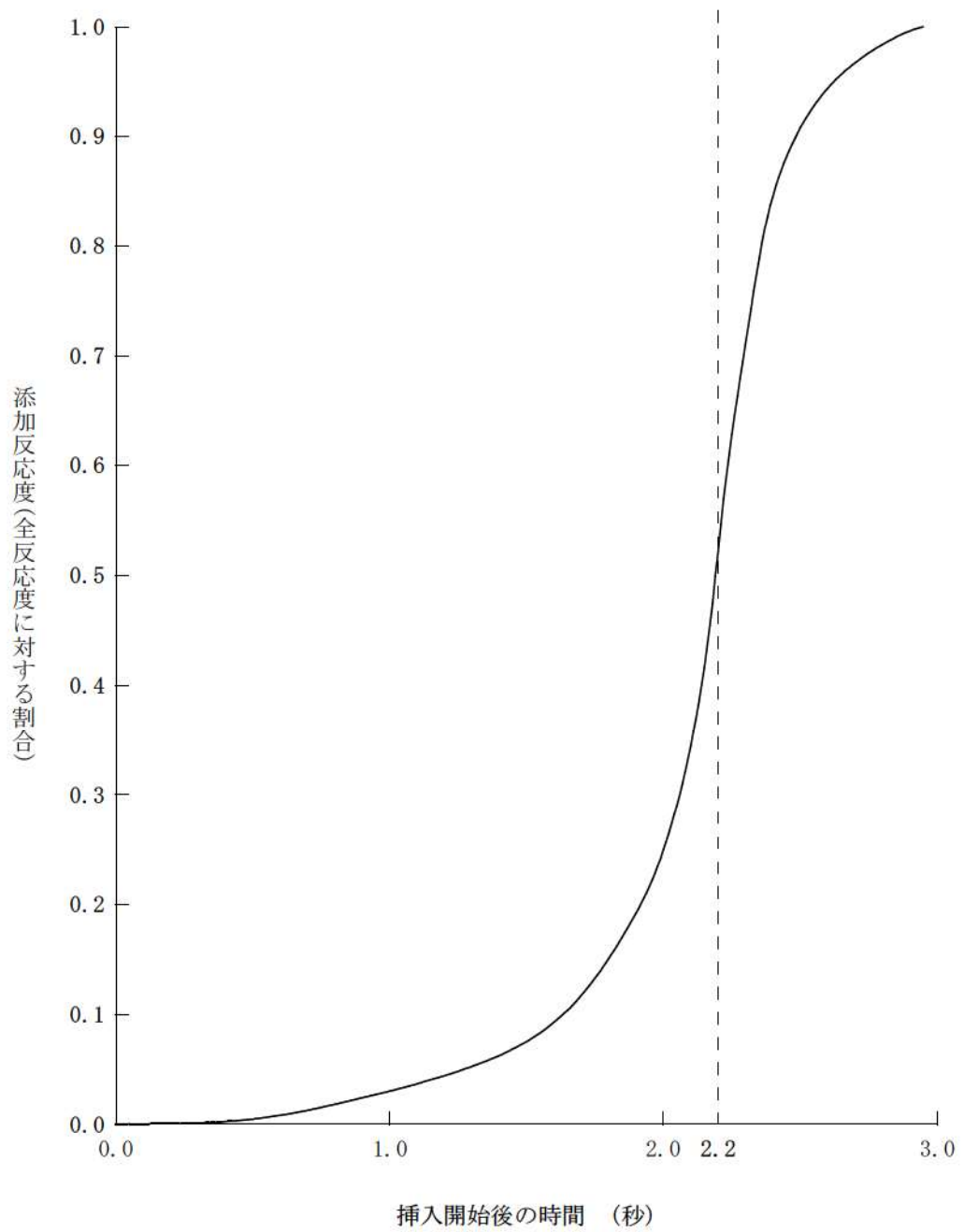




第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱

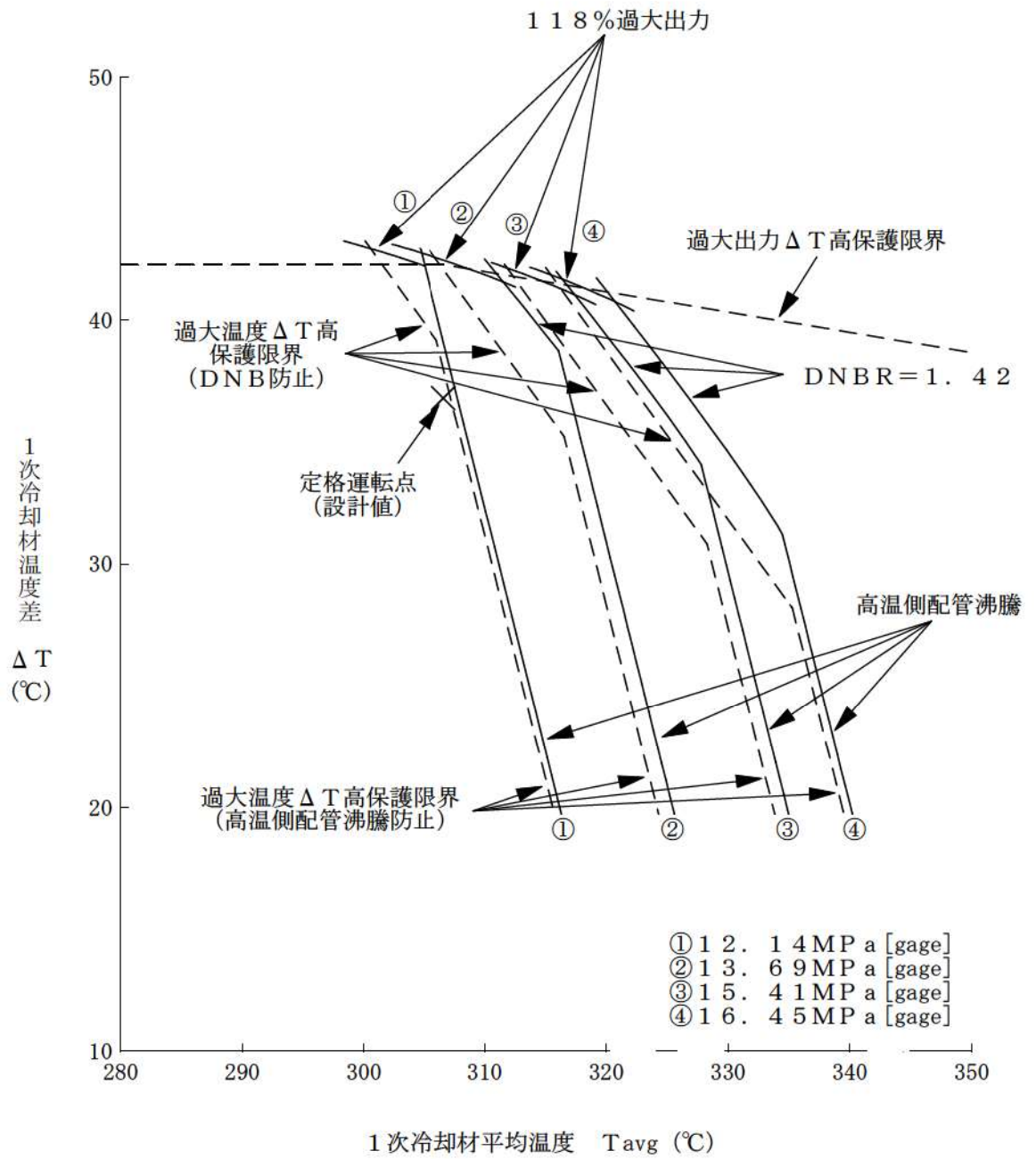


第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱



第6.5.3図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線





第6.5.4図 過大温度  $\Delta T$  高及び過大出力  $\Delta T$  高による保護限界図 (代表例)

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

本発電用原子炉施設は、設計基準としての安全対策を講じており、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を想定した解析においても、炉心の著しい損傷に至ること等はなく、安全性は十分確保し得ると考える。

ここでは、本発電用原子炉施設において想定する重大事故等に対して、その発生原因と防止対策を説明し、対策の有効性評価を行うことで、重大事故等の発生に対しても対処可能であることを説明する。

有効性評価に当たっては、「6. 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」において示す方針に基づいて評価を行った結果を示す。

## 7.1 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

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。



## 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

### 7.1.1.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失することを想定する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、2次冷却系からの除熱機能が喪失することによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、1次冷却系減

圧機能及び高圧注入機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧注入ポンプを用いた炉心注水により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.1.1図に、手順の概要を第7.1.1.2図及び第7.1.1.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.1.1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計11名である。その内



訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が1名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.1.4図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、11名で対処可能である。

#### a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

#### b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの機能回復操作並びに電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。電動主給水ポンプが使用できない場合には、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水



流量等である。

c. 1次冷却系のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁の自動動作により，すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）指示が10%未満となれば，非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ高圧注入ポンプの起動を確認後，すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し，フィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は，1次冷却材圧力，温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。

1次冷却系のフィードアンドブリード開始に必要な計装設備は，蒸気発生器水位（広域）等であり，フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

d. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い，蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は，1次冷却材圧力（広域）である。

e. 再循環運転への切替え

燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し，再循環運転へ切り替え，高圧再循環運転へ移行する。また，フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

再循環運転への切替えの確認に必要な計装設備は，燃料取替用水ピット水位等である。

#### f. 蒸気発生器水位回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。

#### g. 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力（広域）指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度（広域－高温側）指示177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

#### h. 1次冷却系のフィードアンドブリード停止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。

1次冷却系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

以降、炉心冷却は余熱除去系により継続的に行い、また、原子



炉格納容器除熱は，原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも，原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで，原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

#### 7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く，フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒表面熱伝達，沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入，加圧器における気液熱非平衡，水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力，燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕



を評価する。

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水系の機能が喪失するものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

### b. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「蒸気発生器水位低」信号によるものとする。

#### (b) 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉

心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0 m<sup>3</sup>/h～約230m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約13.0MPa[gage]）を用いるものとする。

(c) 加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は，加圧器逃がし弁2個を使用するものとし，1個当たりの容量は，設計値である95t/hとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として，「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) フィードアンドブリードは，蒸気発生器ドライアウトの5分後に開始する。なお，蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとする。

運用上は，蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器水位（広域）指示を10%とすることにより，蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており，解析上の想定より早くなる。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.1.3図に，1次冷却材圧力，1次冷却材温度，1次冷却系保有水量，燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.1.5図から第7.1.1.14図に，蒸気発生器水位及び2次冷却系圧力の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.1.15図及び第7.1.1.16図に示す。

a. 事象進展



事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。

一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気逃がし弁の自動動作による1次冷却系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生の約22分後に蒸気発生器広域水位が0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器ドライアウトの5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次冷却系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次冷却系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転



じる。1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生約1.2時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次冷却系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。

フィードアンドブリードにより1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレー作動信号により原子炉格納容器スプレー設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

#### b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.1.13図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.1.5図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.7MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクか

ら原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図に示すとおり、事象発生後100分時点においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、約3.3時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約15.8時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### 7.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

2次冷却系からの除熱機能喪失では、原子炉の出力運転中に、主給



水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。



加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル，加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル，並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは，LOFT L6-1試験解析等の結果から，1次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ ，1次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって，厳しめに想定した場合，実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり，蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることにより，蒸気発生器水位の低下が早くなることから，蒸気発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお，M-RELAP5では，高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において，実際よりも気相が流出しづらく，フィードアンドブリードによる1次冷却系の減圧が遅くなる模擬としているが，フィードアンドブリード開始後の1次冷却材圧力を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは，ORNL/THTF試験解析の結果から，燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって，不確かさを考慮すると，実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり，燃料被覆管温度は低くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT L6-1試験解析等の結果から、1次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次冷却系保有水量の減少が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1次冷却材圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、M-RELAP5では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる1次冷却系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となること



から、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.1.1.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお，本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが，炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で，高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり，蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから，蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなるが，操作手順（蒸気発生器ドライアウト後にフィードアンドブリードを開始）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，



解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸発率が小さくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、感度解析結果を第7.1.1.17図から第7.1.1.21図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値（約380℃）は初期値（約380℃）と同程度であり、その後も低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

## b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件のフィードアンドブリードの開始操作は、解析上の操作開始時間として蒸気発生器広域水位0%到達から5分後

を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の運用ではフィードアンドブリードの開始時間は早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件のフィードアンドブリードの開始操作は、運転員操作時間に与える影響として、実際の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の減少が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.22図から第7.1.1.27図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより、1次冷却材温度及び



圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の減少は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件のフィードアンドブリードについては、フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.28図から第7.1.1.33図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に注水が停止し、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値（約380℃）は初期値（約380℃）以下となり、その後も低く推移することから、約10分の時間余裕がある。

### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、



運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，運転員等によるフィードアンドブリードにより，1次冷却系の減温，減圧，1次冷却系保有水量の確保を行うこと等により，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

#### 7.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において，重大事故等対策時における必要な要員は，「7.1.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり11名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

###### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水について

ては、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、高圧再循環に切り替え、以降は格納容器再循環サンプルを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

#### b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

#### c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電



機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 7.1.1.5 結論

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、安定状態に向けた対策として高圧注入系による高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却並びに原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。



重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、フィードアンドブリード、余熱除去系による炉心冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について (1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。</li> <li>電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの機能回復操作を行う。</li> <li>電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。</li> <li>電動主給水ポンプが使用できない場合には、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【電動補助給水ポンプ】*</li> <li>【タービン動補助給水ポンプ】*</li> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>【補助給水流量】*</li> <li>【蒸気発生器水位 (狭域)】*</li> <li>【蒸気発生器水位 (広域)】*</li> <li>【補助給水ピット水位】*</li> </ul>
c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位 (広域) 指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備動作信号を手動発信させ高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリード中の加圧器逃がし弁の監視により炉心の冷却状態を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>【補助給水流量】*</li> <li>【蒸気発生器水位 (狭域)】*</li> <li>【蒸気発生器水位 (広域)】*</li> <li>【補助給水ピット水位】*</li> </ul>
d. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>	蓄圧タンク*	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材温度 (広域-高温側) *</li> <li>1 次冷却材温度 (広域-低温側) *</li> <li>1 次冷却材圧力 (広域) *</li> <li>加圧器水位*</li> <li>【高圧注入流量】*</li> <li>燃料取替用水ピット水位*</li> <li>【蒸気発生器水位 (広域)】*</li> </ul>

\* : 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について (2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
e. 再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 指示71%以上を確認し、再循環運転へ切り替え、高圧再循環運転へ移行する。</li> <li>フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</li> </ul>	燃料取替用水ピット* 格納容器再循環サンプ* 格納容器再循環サンプスクリーン* 高圧注入ポンプ* 加圧器逃がし弁*	燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)* 1 次冷却材温度 (広域-高温側)* 1 次冷却材温度 (広域-低温側)* 1 次冷却材圧力 (広域)* 【高圧注入流量】*
f. 蒸気発生器水位回復の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位 (狭域) 指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。</li> <li>蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。</li> </ul>	【主蒸気逃がし弁】* 【電動補助給水ポンプ】* 【タービン補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	【蒸気発生器水位 (狭域)】* 【蒸気発生器水位 (広域)】* 【補助給水流量】* 【補助給水ピット水位】* 【主蒸気ライン圧力】* 1 次冷却材温度 (広域-高温側)* 1 次冷却材温度 (広域-低温側)*
g. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材圧力 (広域) 指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度 (広域-高温側) 指示177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。</li> <li>余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</li> </ul>	余熱除去ポンプ* 余熱除去冷却器* 蓄圧タンク出口弁*	【低圧注入流量】* 1 次冷却材温度 (広域-高温側)* 1 次冷却材温度 (広域-低温側)* 1 次冷却材圧力 (広域)* 加圧器水位*
h. 1 次冷却系のフィードアンドブリード停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。</li> </ul>	余熱除去ポンプ* 余熱除去冷却器*	1 次冷却材温度 (広域-高温側)* 1 次冷却材温度 (広域-低温側)* 1 次冷却材圧力 (広域)* 【低圧注入流量】*

\* : 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  
 ■ : 有効性評価上考慮しない操作

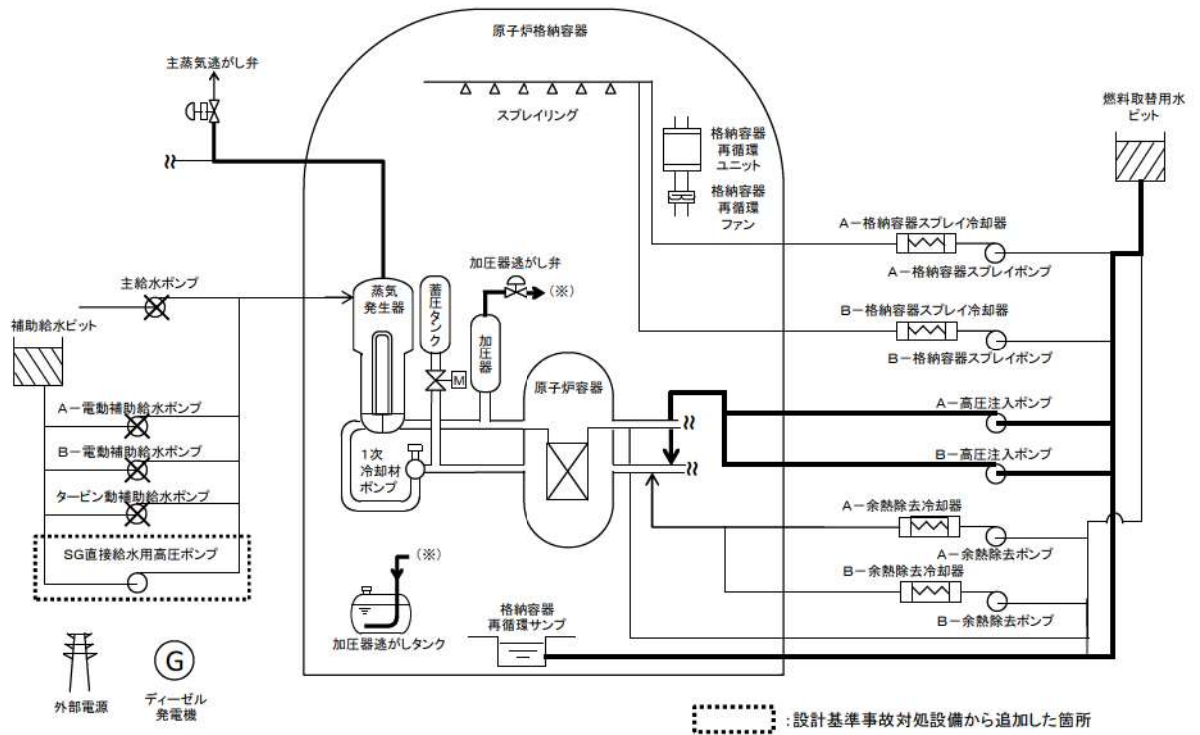


第 7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件  
(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)(1/2)

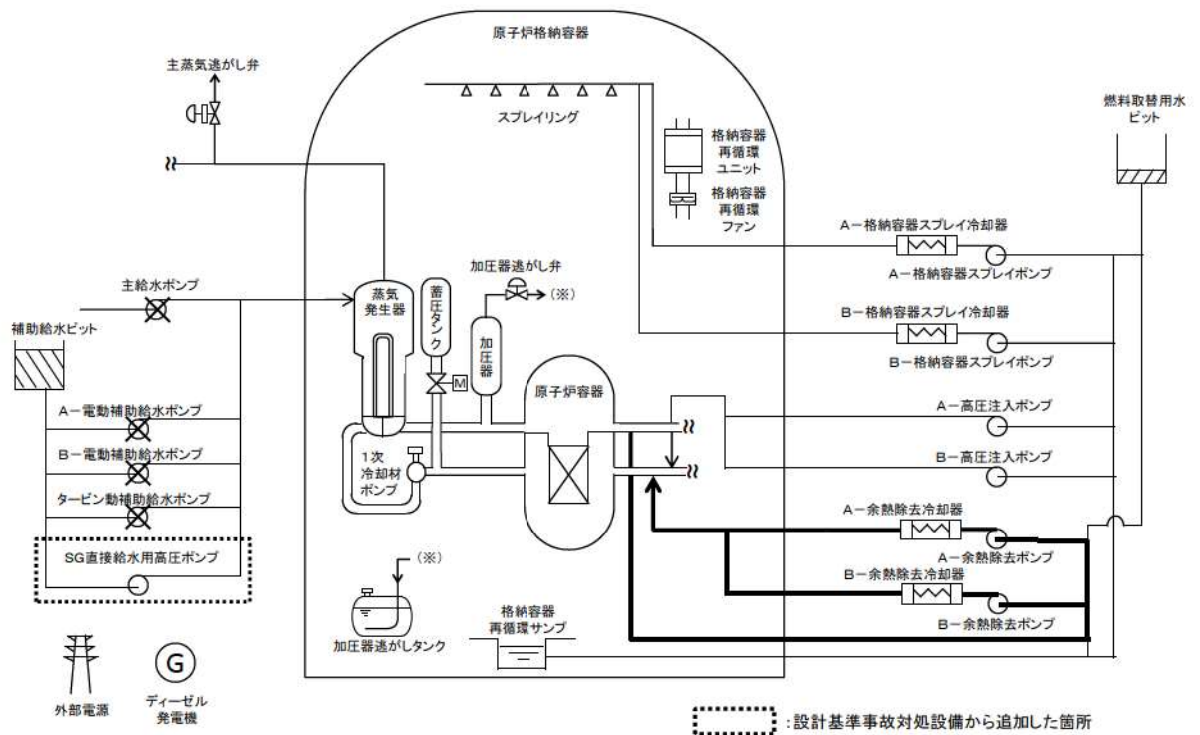
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ポイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと蓄圧注入のタイミニングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミニングも遅くなることから厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 初期温度(1次冷却系保有エネルギー)が高いと蓄圧注入のタイミニングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミニングも遅くなることから厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
2次側保有水量(初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
起因事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水系機能喪失	補助給水系の機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードバックを開始することから、炉心の冷却上厳しい設定。
初期条件		
事故条件		

第 7.1.1.2 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件  
(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)(2/2)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 (狭域水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2台) (高圧注入特性: $0 \text{ m}^3/\text{h} \sim \text{約} 230 \text{ m}^3/\text{h}$ , $0 \text{ MPa}[\text{gage}] \sim \text{約} 13.0 \text{ MPa}[\text{gage}]$ )	炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなるとなる最小注入特性を設定。
加压器逃がし弁	$95 \text{ t/h}$ (1 個当たり) (2 個)	設計値として設定。
フィードアンドブリード開始 (非常用炉心冷却設備作動 信号手動発信+加压器逃がし弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達の5分後	蒸気発生器がドラブライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドラブライアウト検知に対する時間余裕として2分、「非常用炉心冷却設備作動」信号手動発信及び高圧注入ポンプの起動確認として2分、加压器逃がし弁の手動開として1分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転要領における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10%の根拠は、広域水位計器は全て停止中に使用するため低温で校正されており、出力運転状態でドラブライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしている。
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

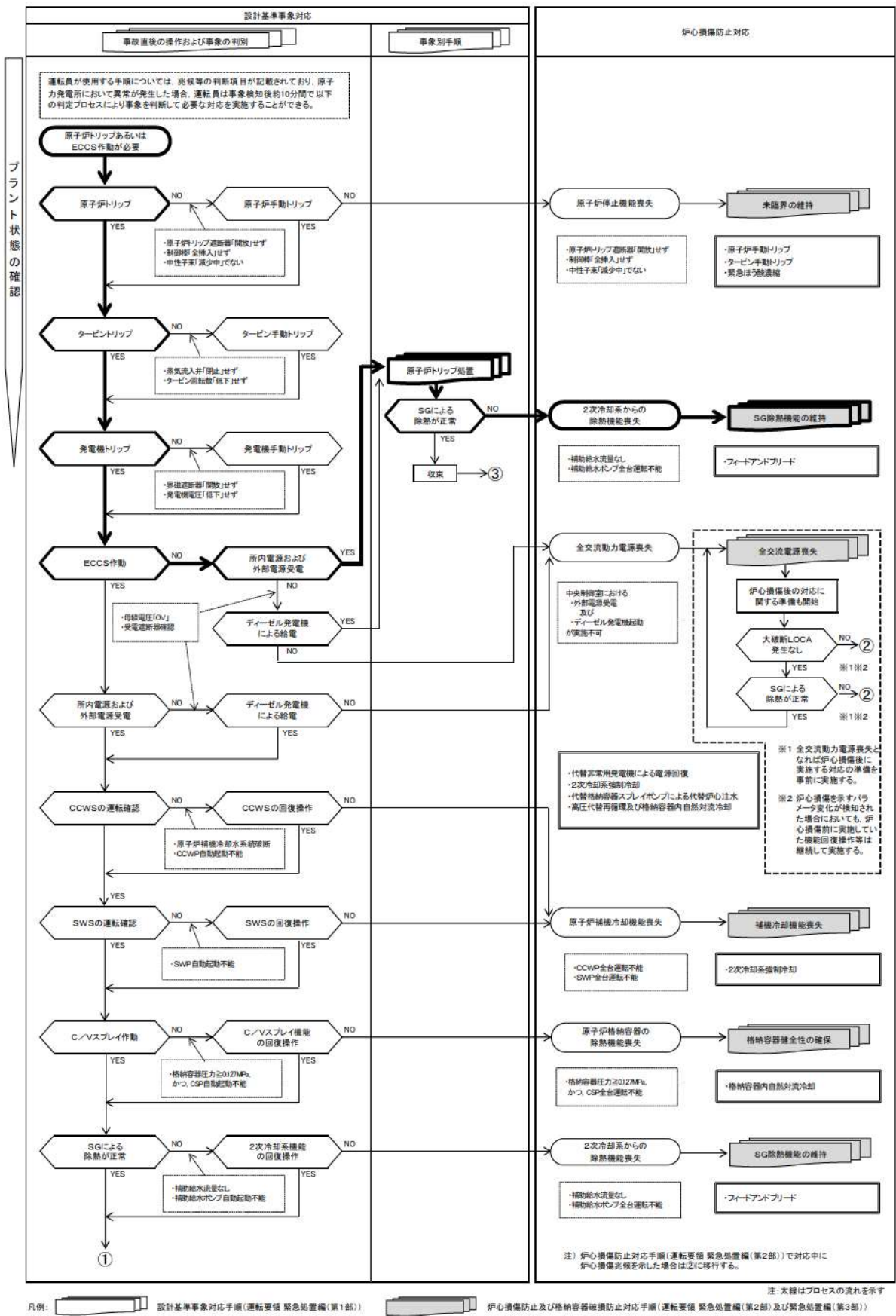


第7.1.1.1図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）（フィードアンドブリード及び高圧再循環）

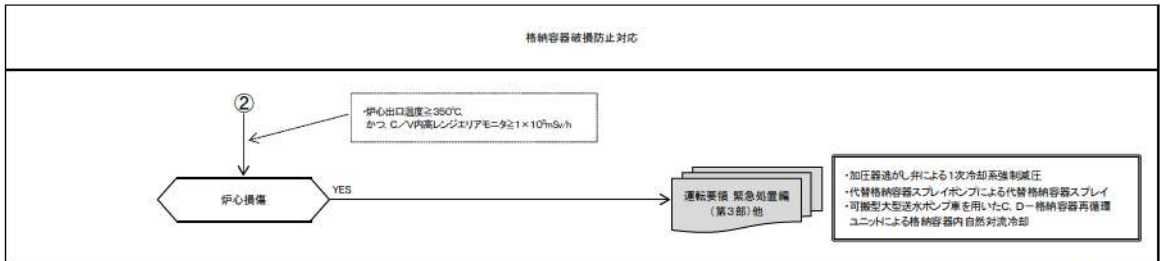
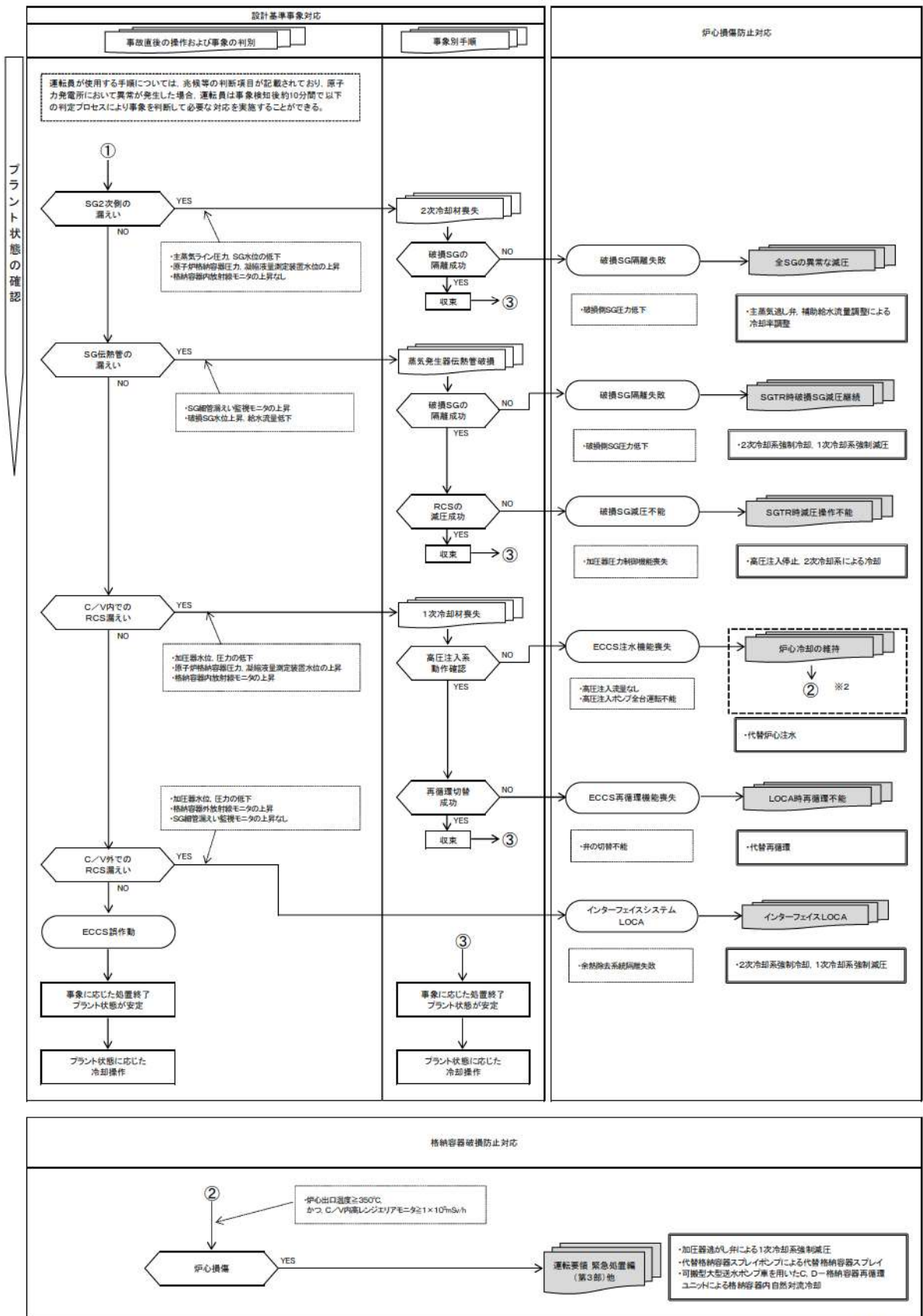


第7.1.1.1図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）（余熱除去系による炉心冷却）



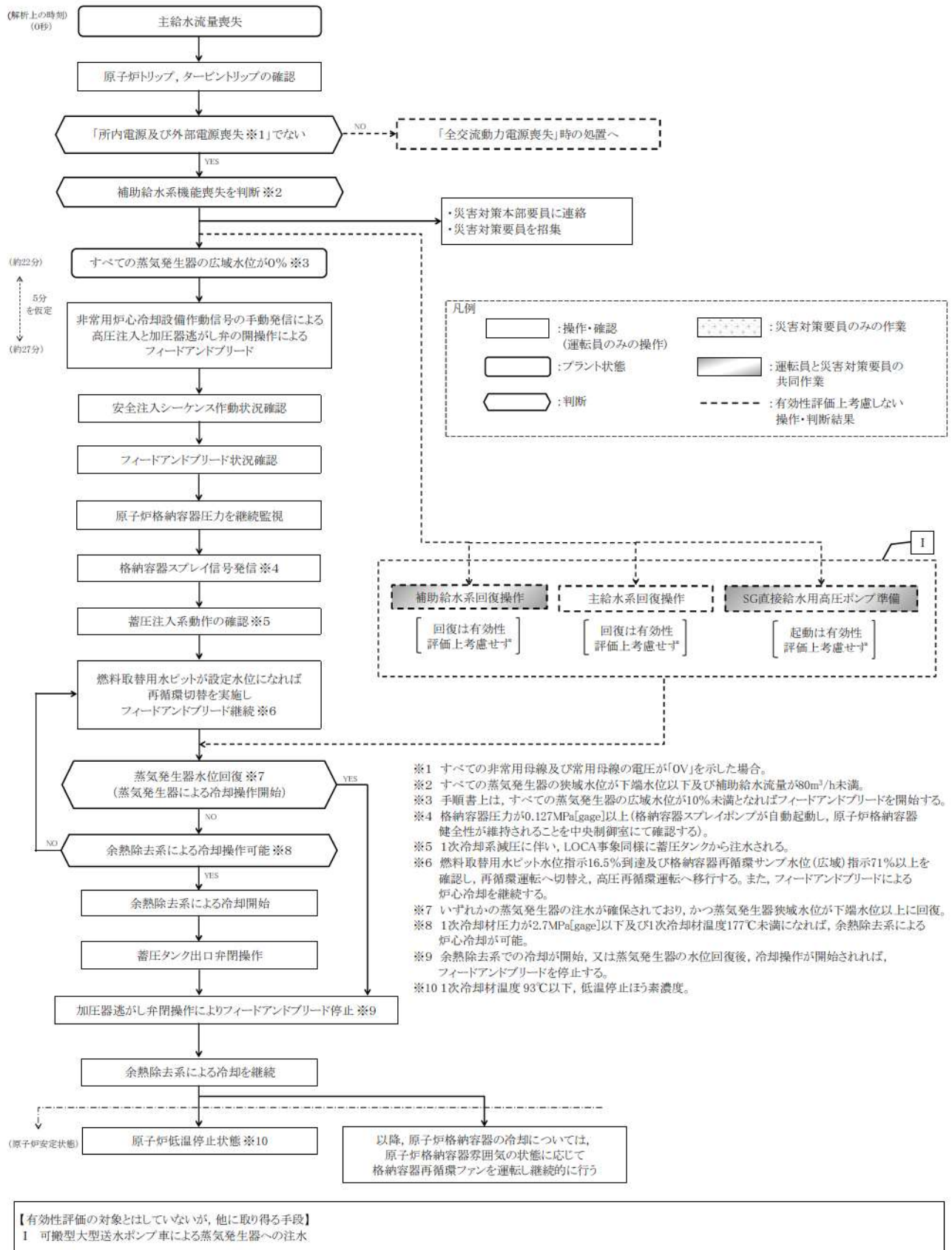


第7.1.1.2図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



凡例: [ ] 設計基準事象対応手順(運転要領 緊急処置編(第1部)) [ ] 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順(運転要領 緊急処置編(第2部)及び緊急処置編(第3部))

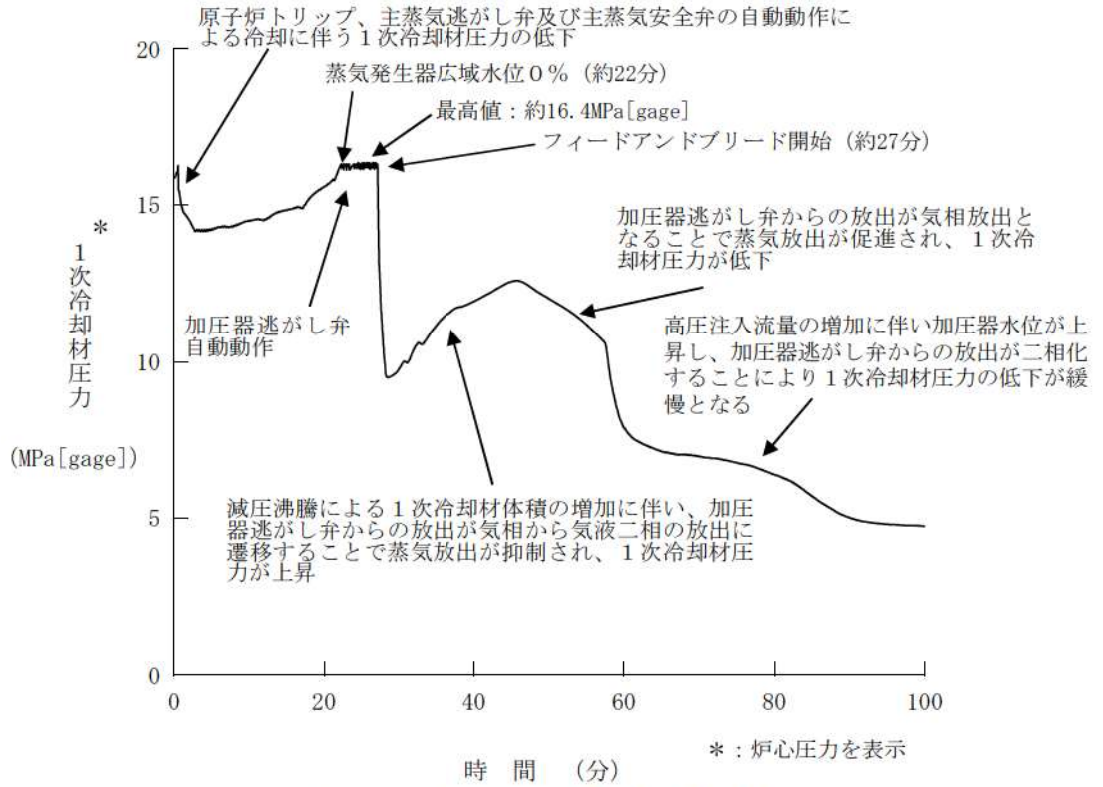
第7.1.1.2図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



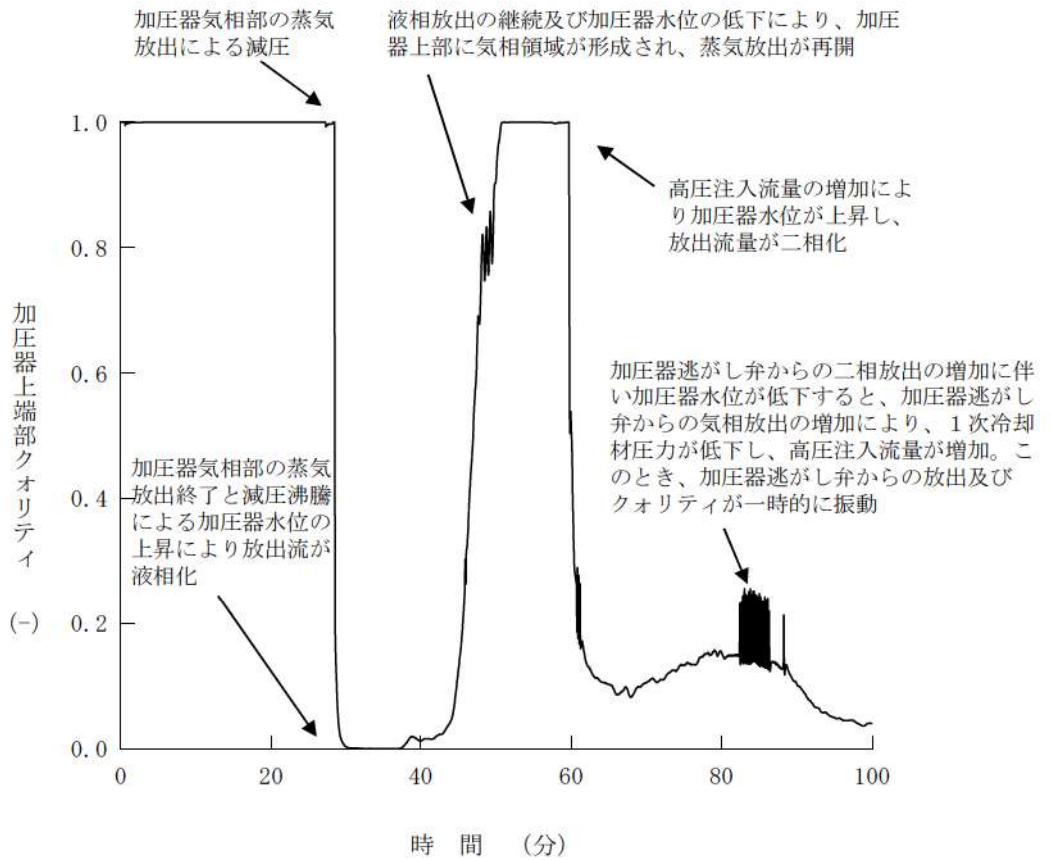
第7.1.1.3図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要  
(「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展)



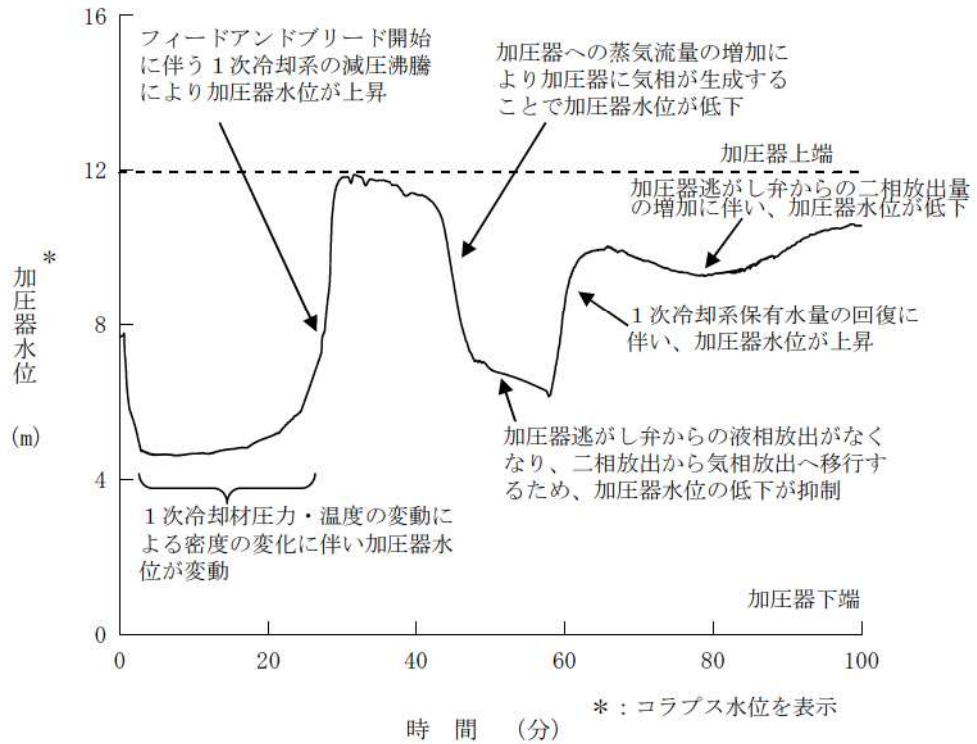




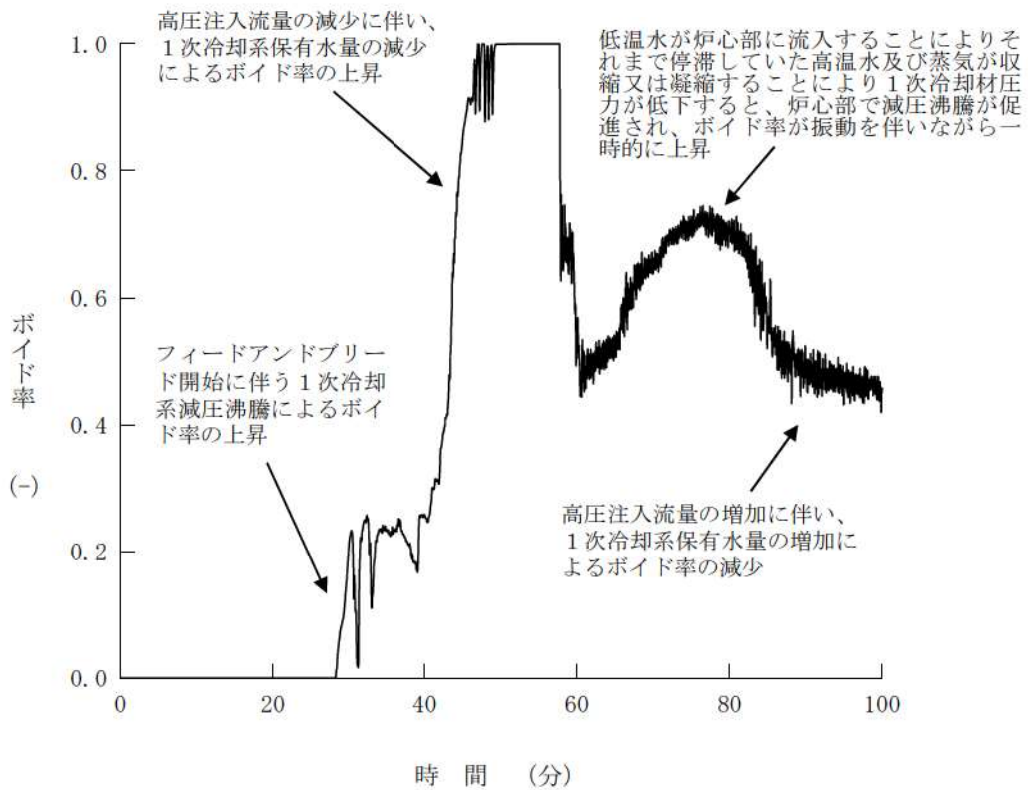
第7.1.1.5図 1次冷却材圧力の推移



第7.1.1.6図 加圧器上端部クオリティの推移

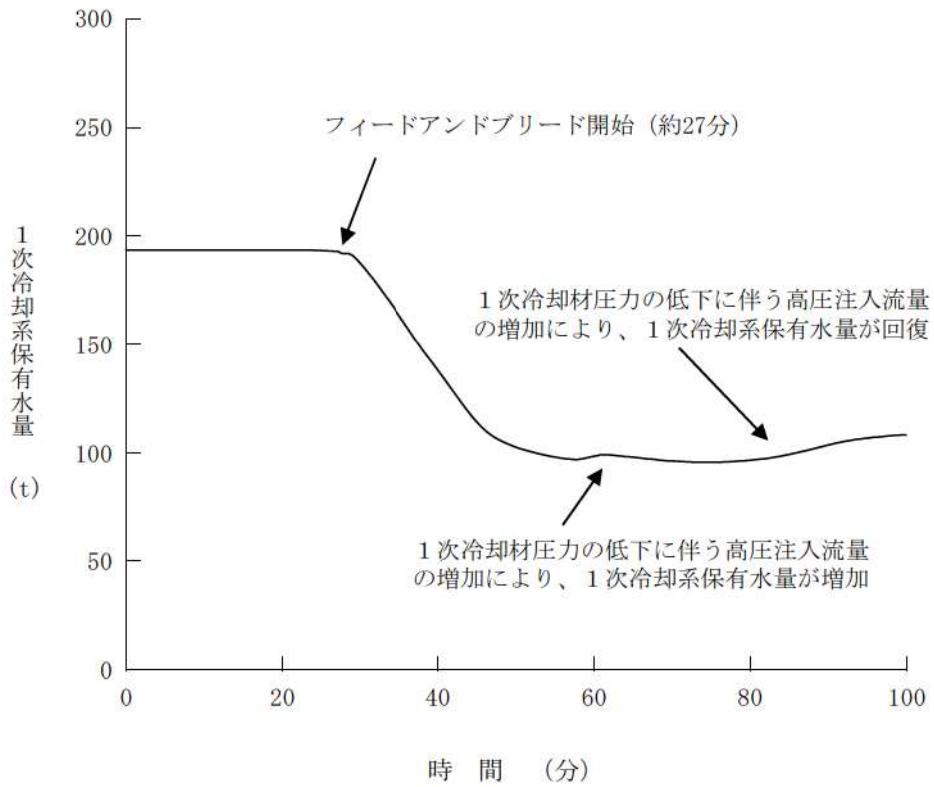


第7.1.1.7図 加圧器水位の推移

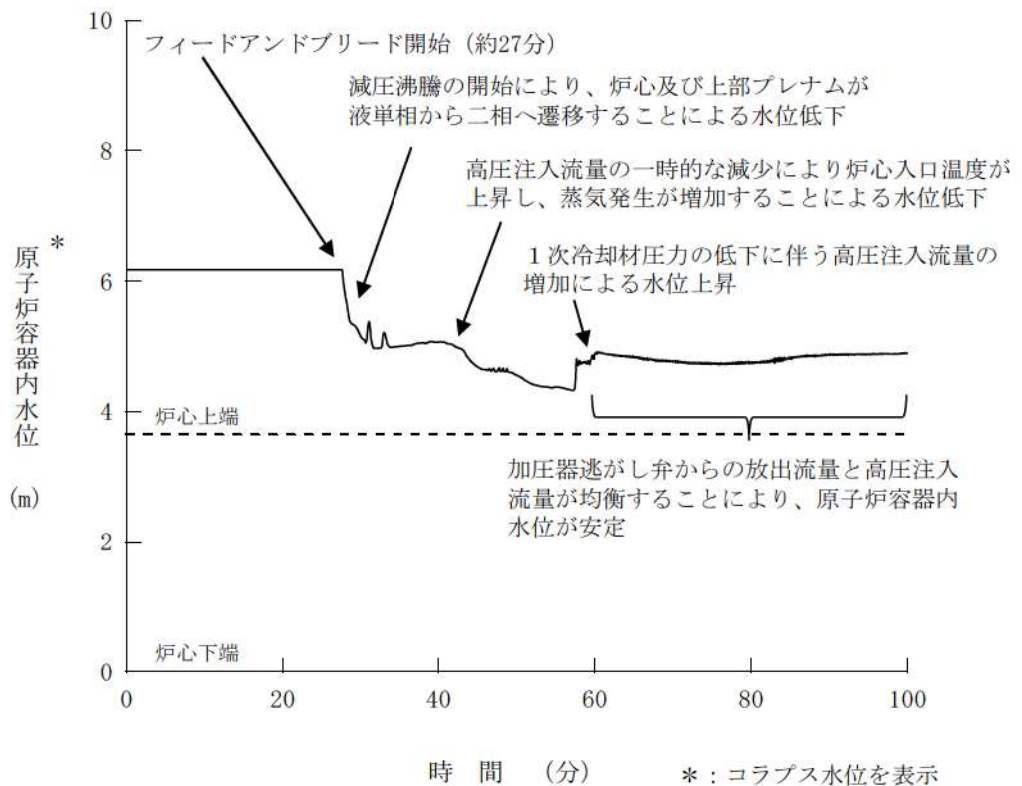


第7.1.1.8図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移

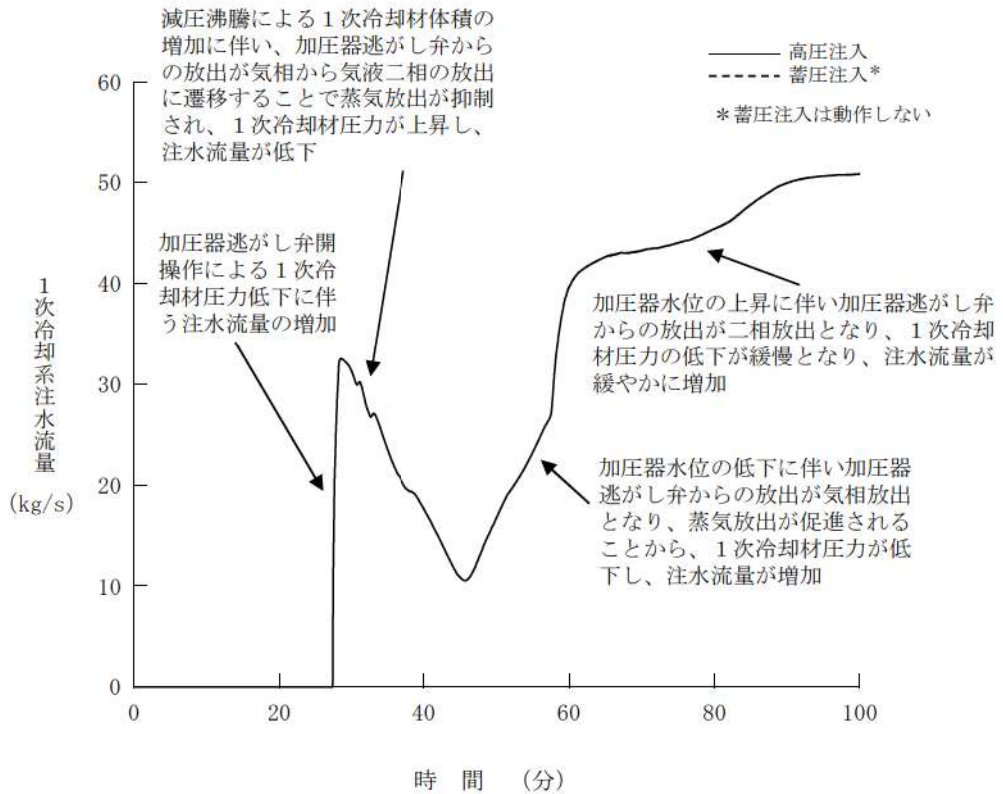




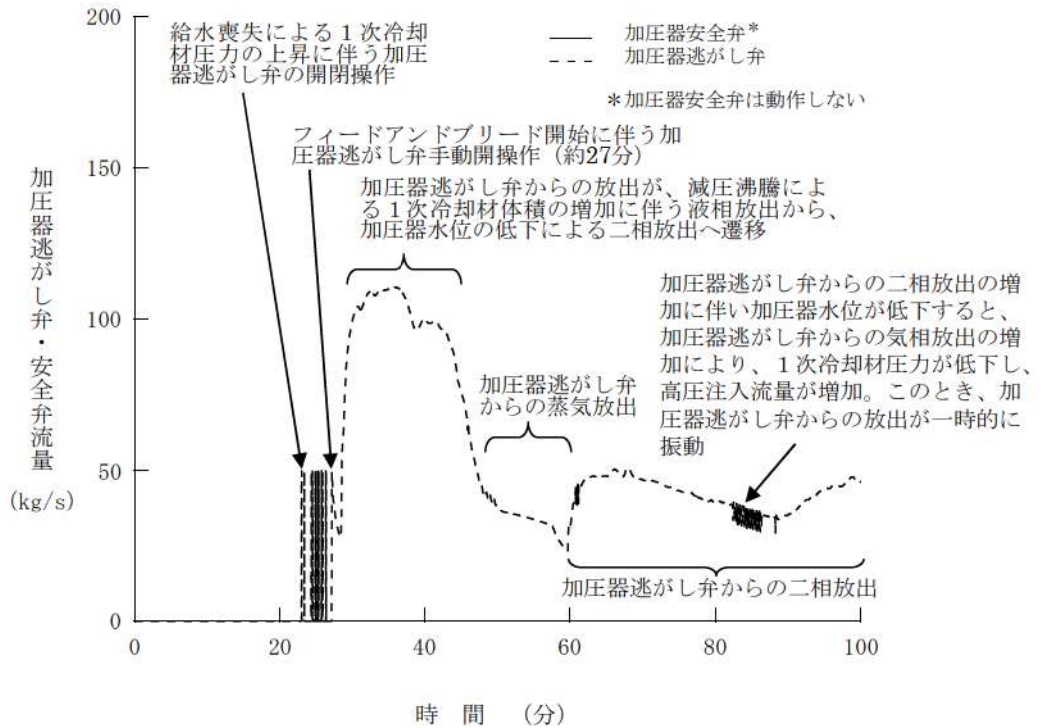
第7.1.1.9図 1次冷却系保有水量の推移



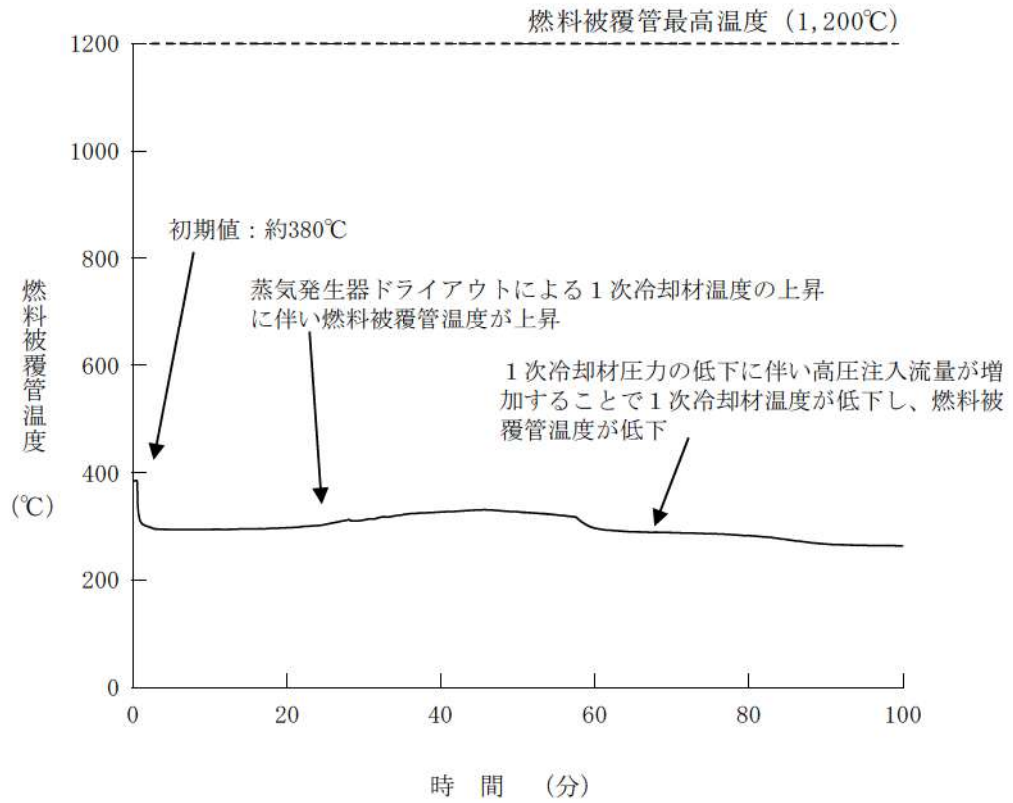
第7.1.1.10図 原子炉容器内水位の推移



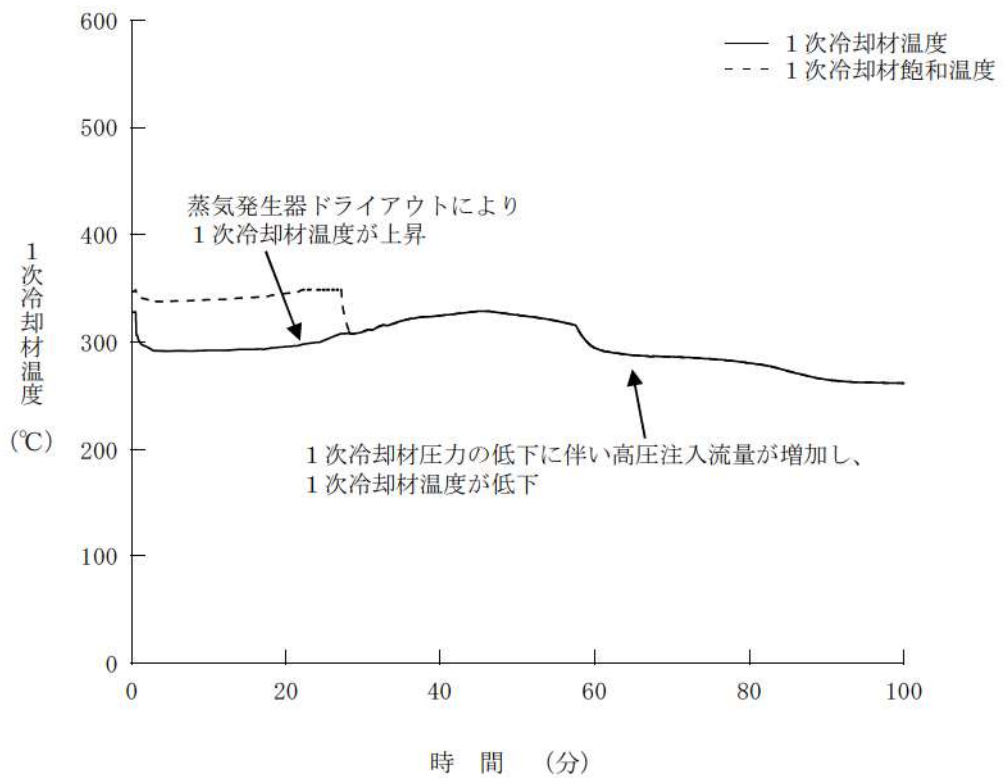
第7.1.1.11図 1次冷却系注水流量の推移



第7.1.1.12図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移

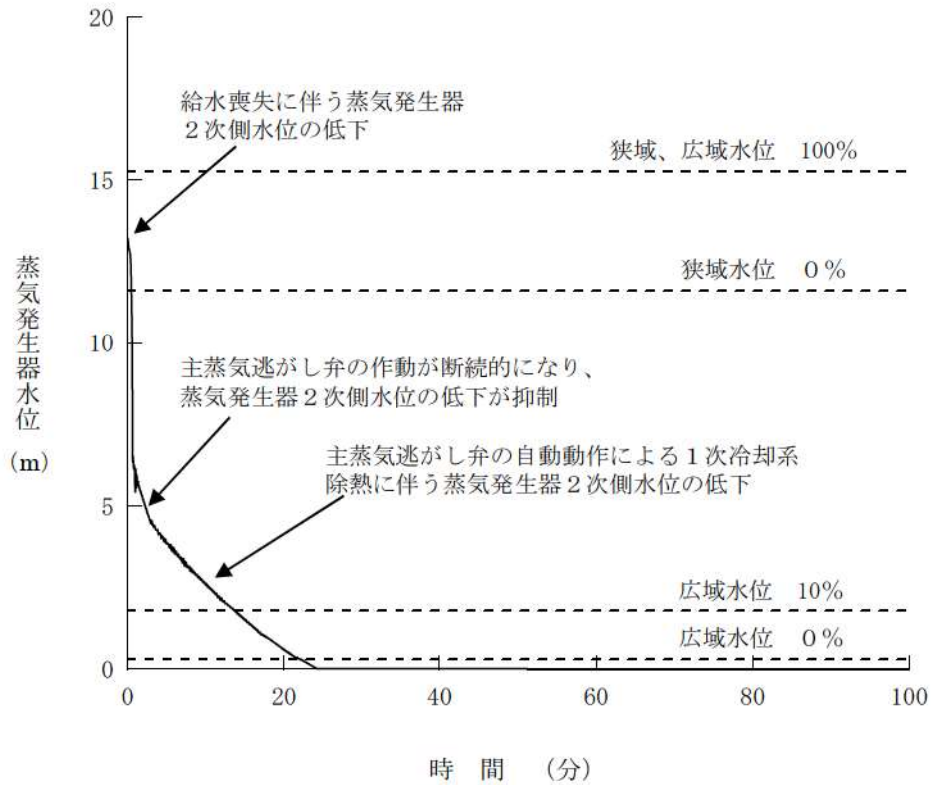


第7.1.1.13図 燃料被覆管温度の推移

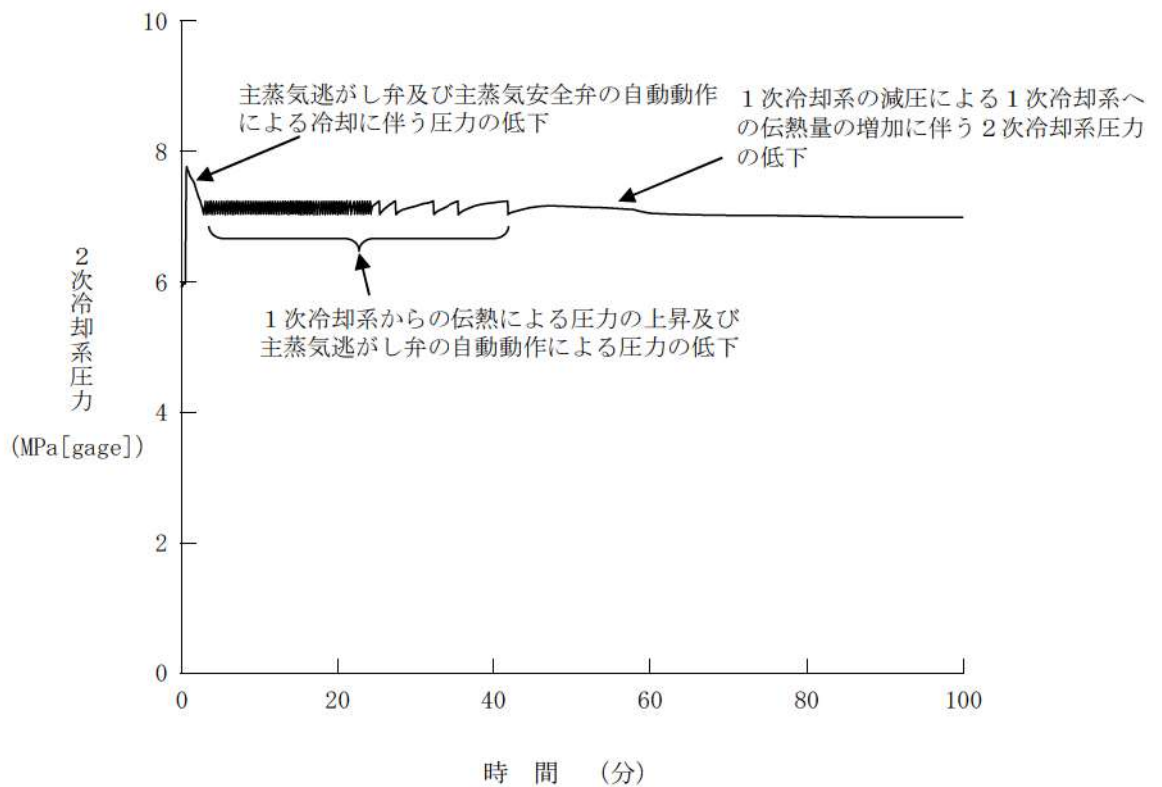


第7.1.1.14図 1次冷却材温度の推移

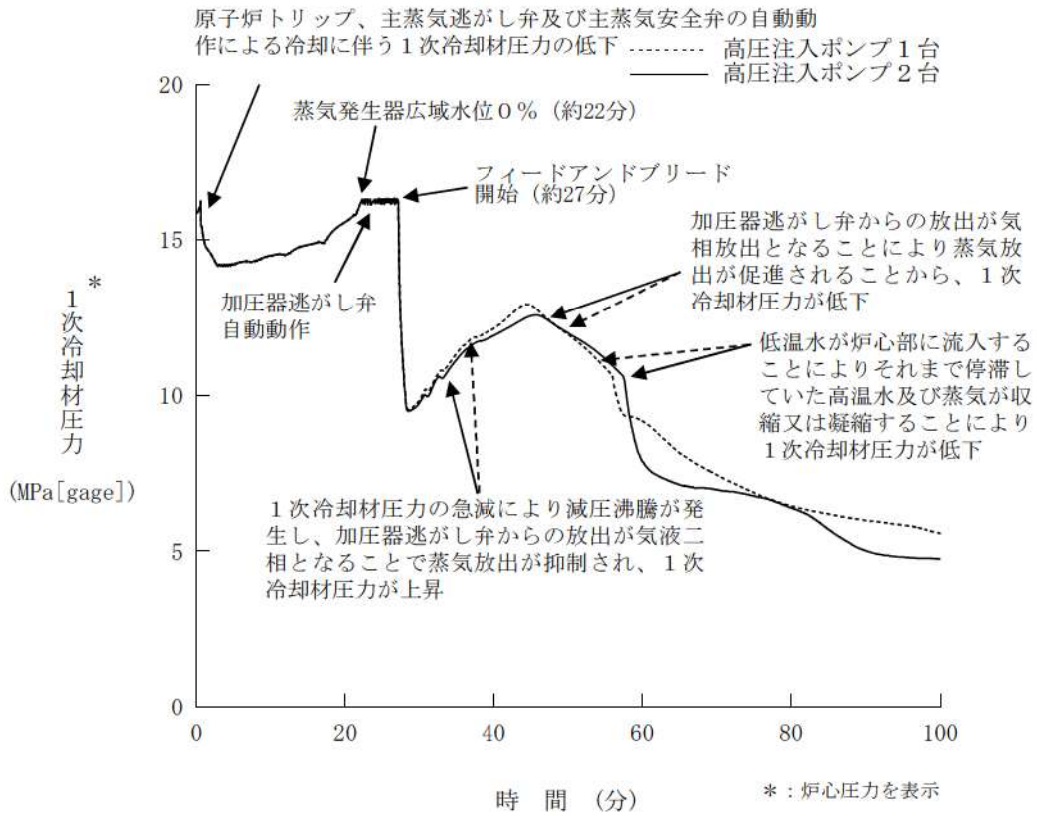




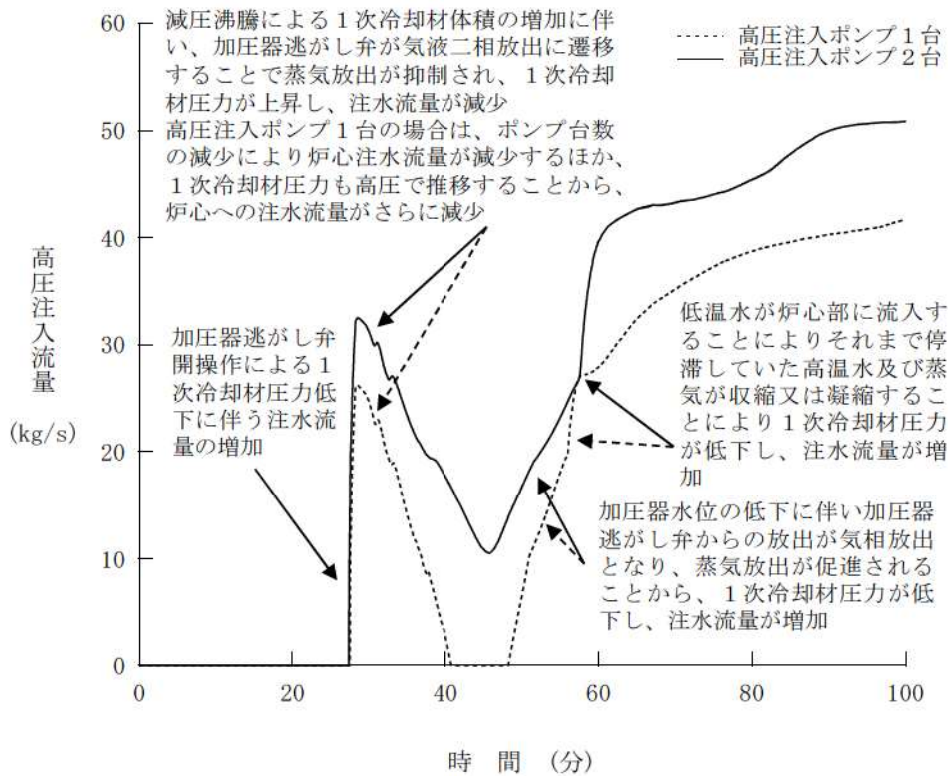
第7.1.1.15図 蒸気発生器水位の推移



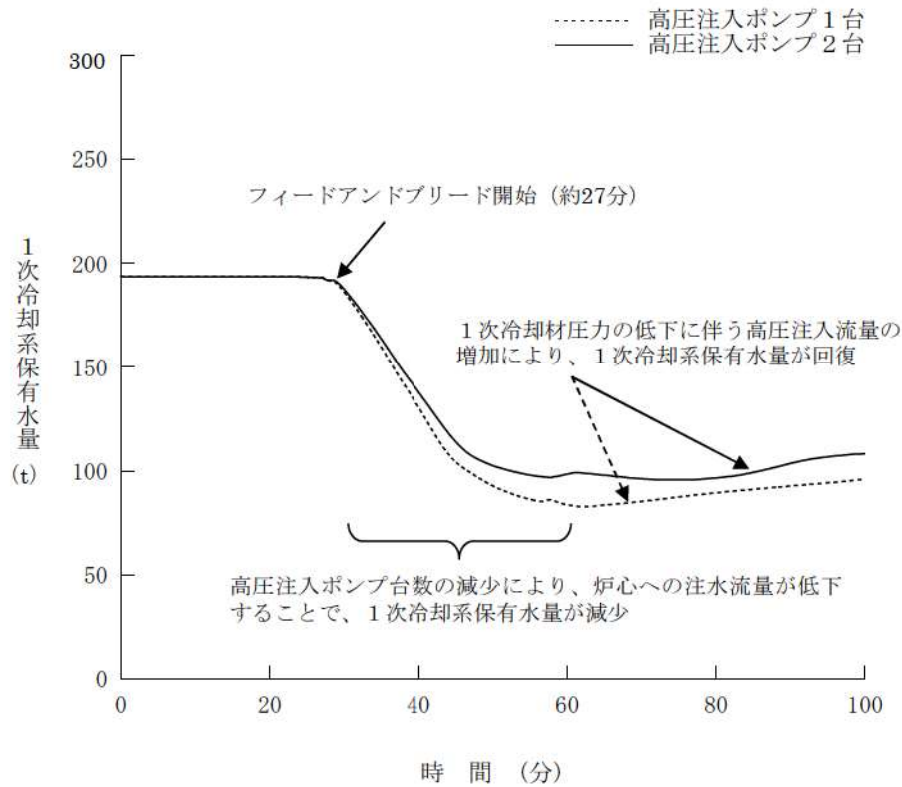
第7.1.1.16図 2次冷却系圧力の推移



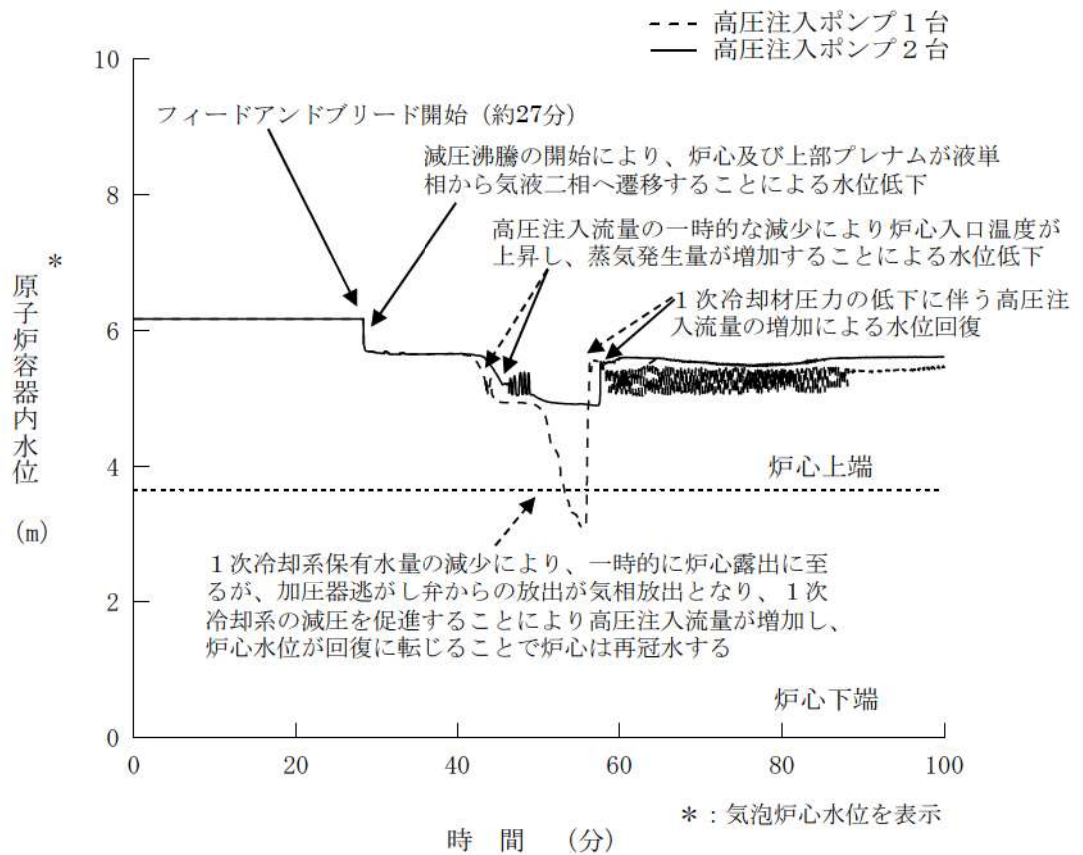
第7.1.1.17図 1次冷却材圧力の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）



第7.1.1.18図 高圧注入流量の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）

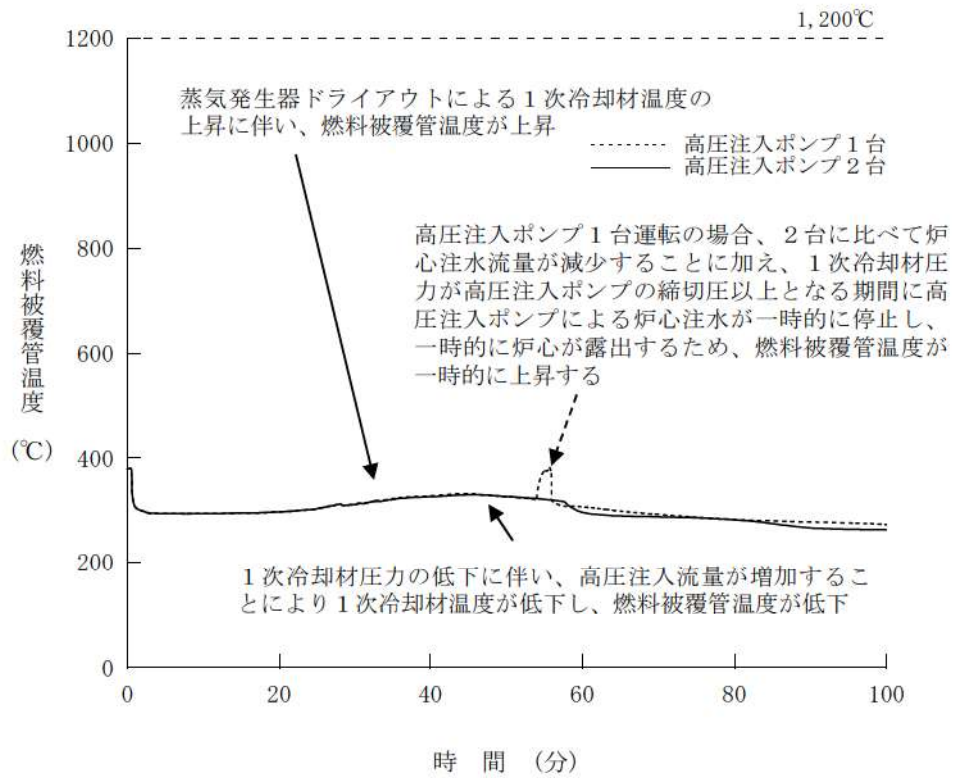


第7.1.1.19図 1次冷却系保有水量の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)

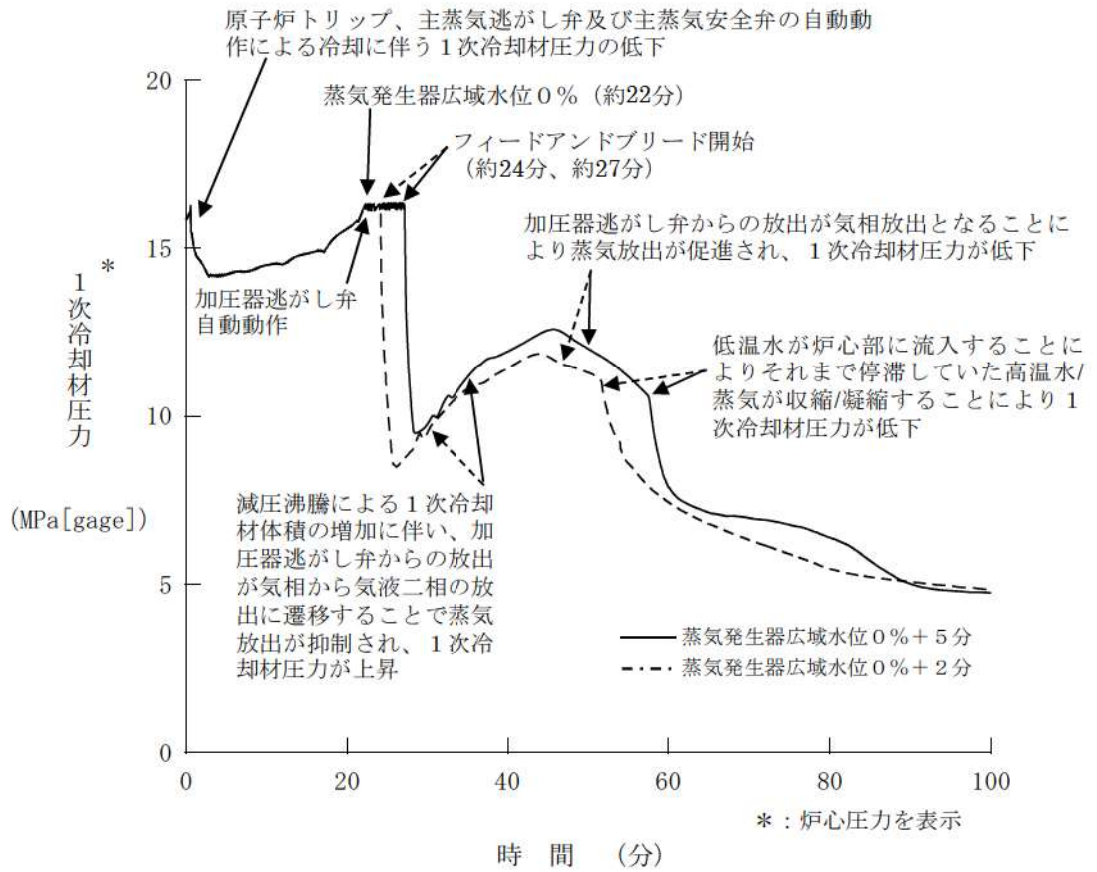


第7.1.1.20図 原子炉容器内水位の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)

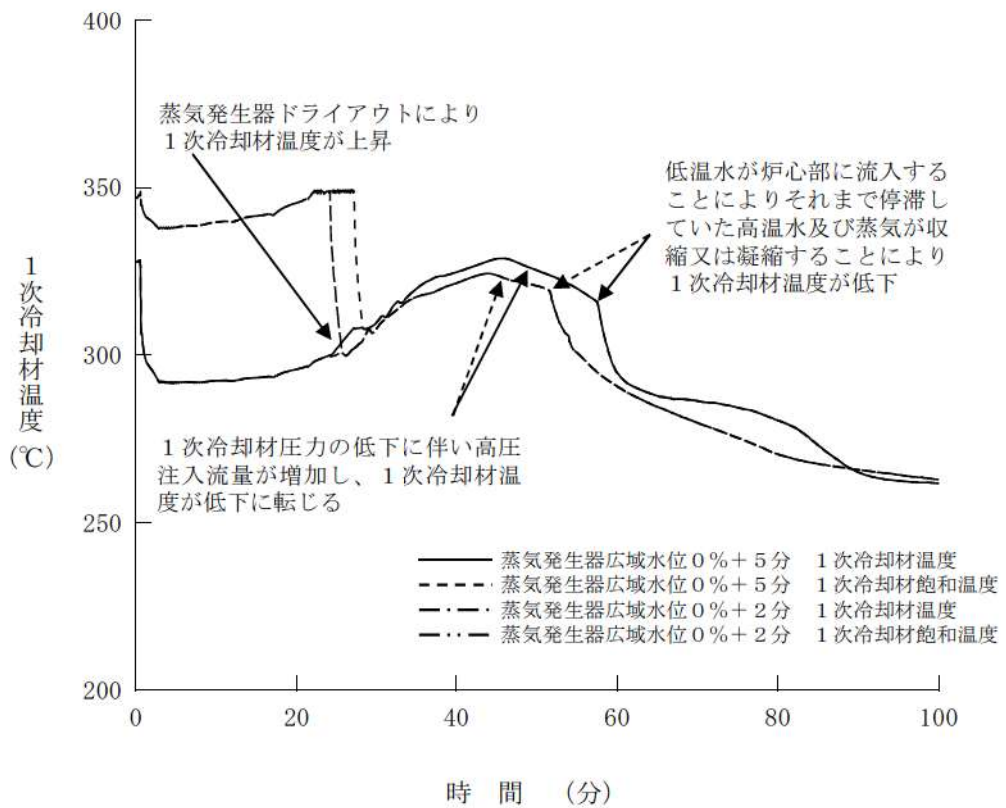




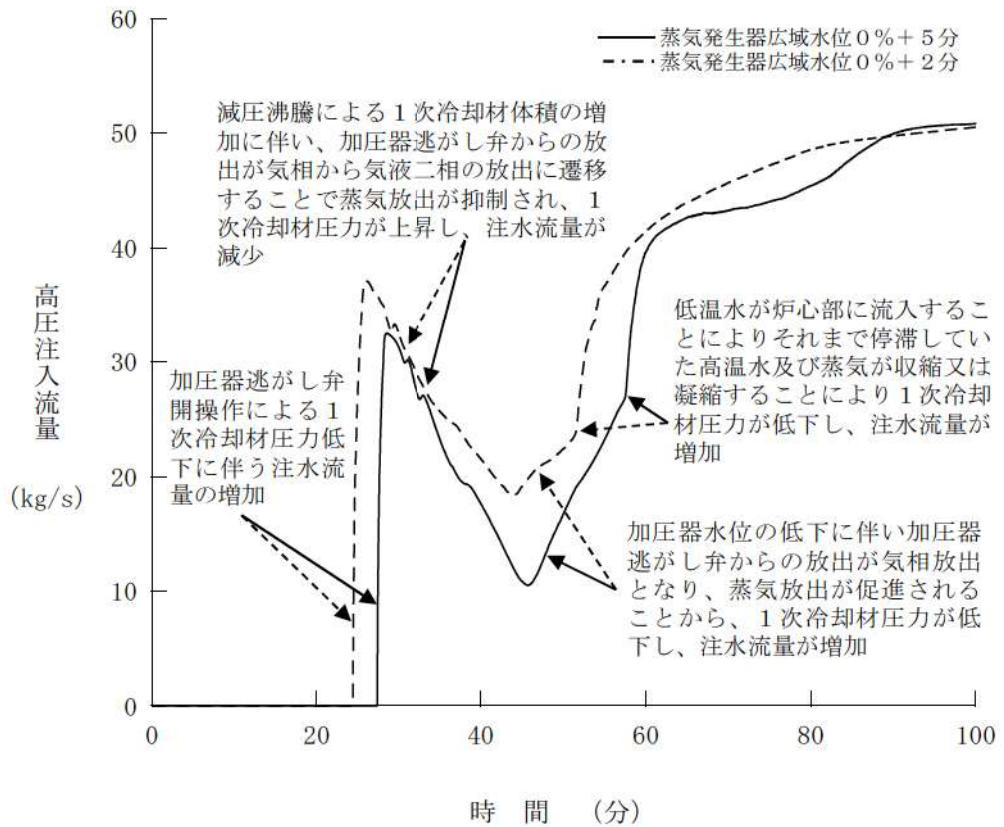
第7.1.1.21図 燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ1台の場合）



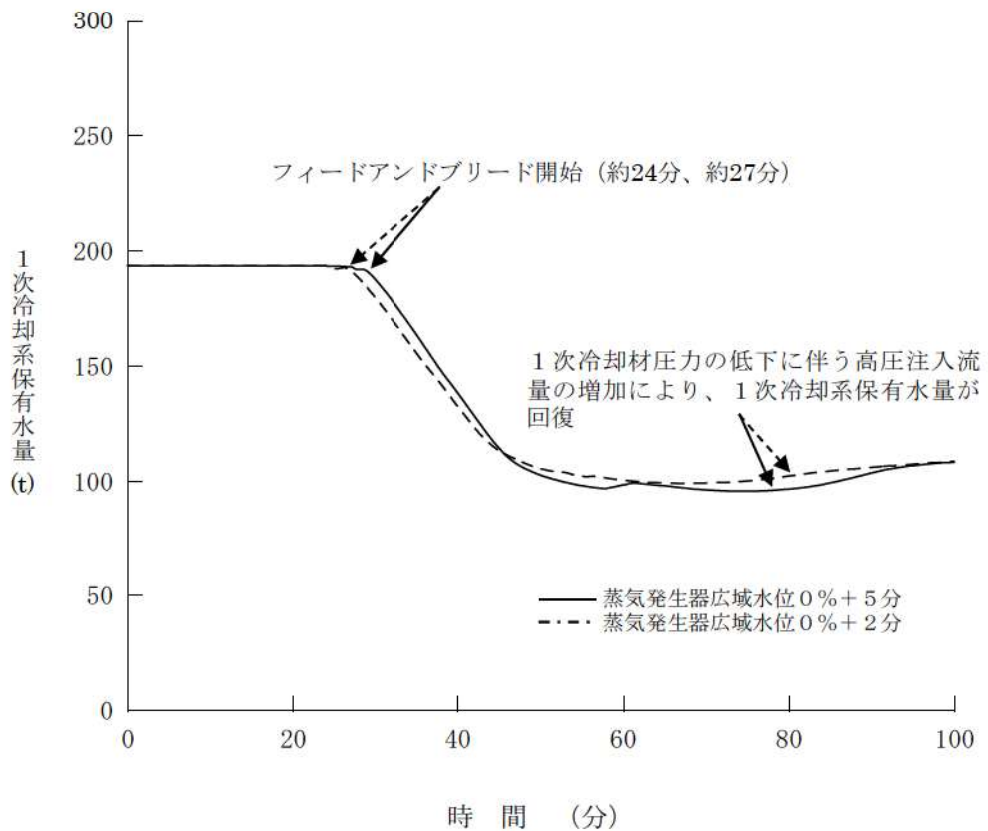
第7.1.1.22図 1次冷却材圧力の推移 (開始が早くなる場合)



第7.1.1.23図 1次冷却材温度の推移 (開始が早くなる場合)

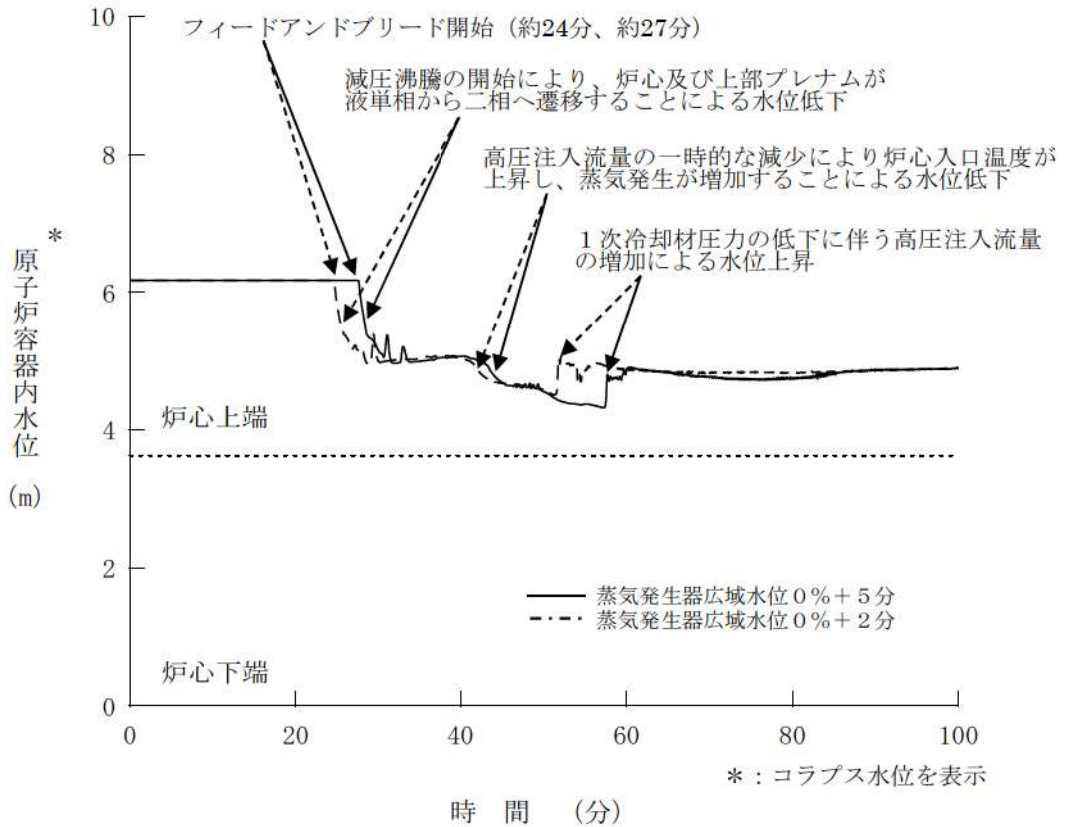


第7.1.1.24図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）

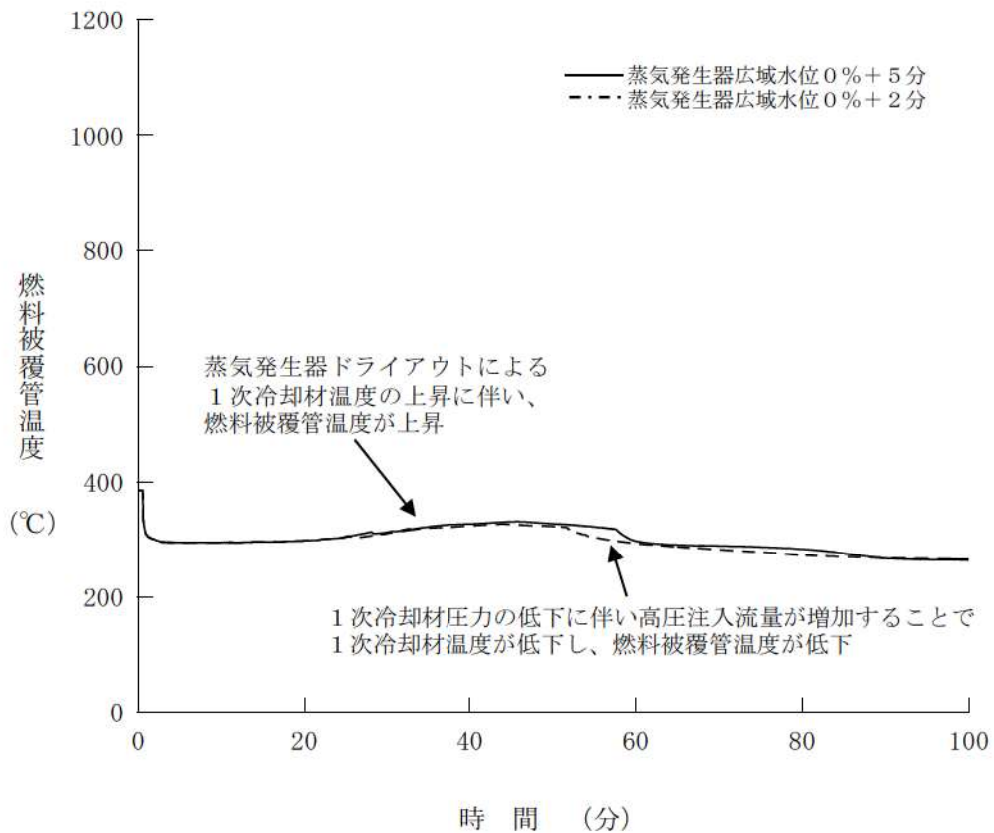


第7.1.1.25図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）

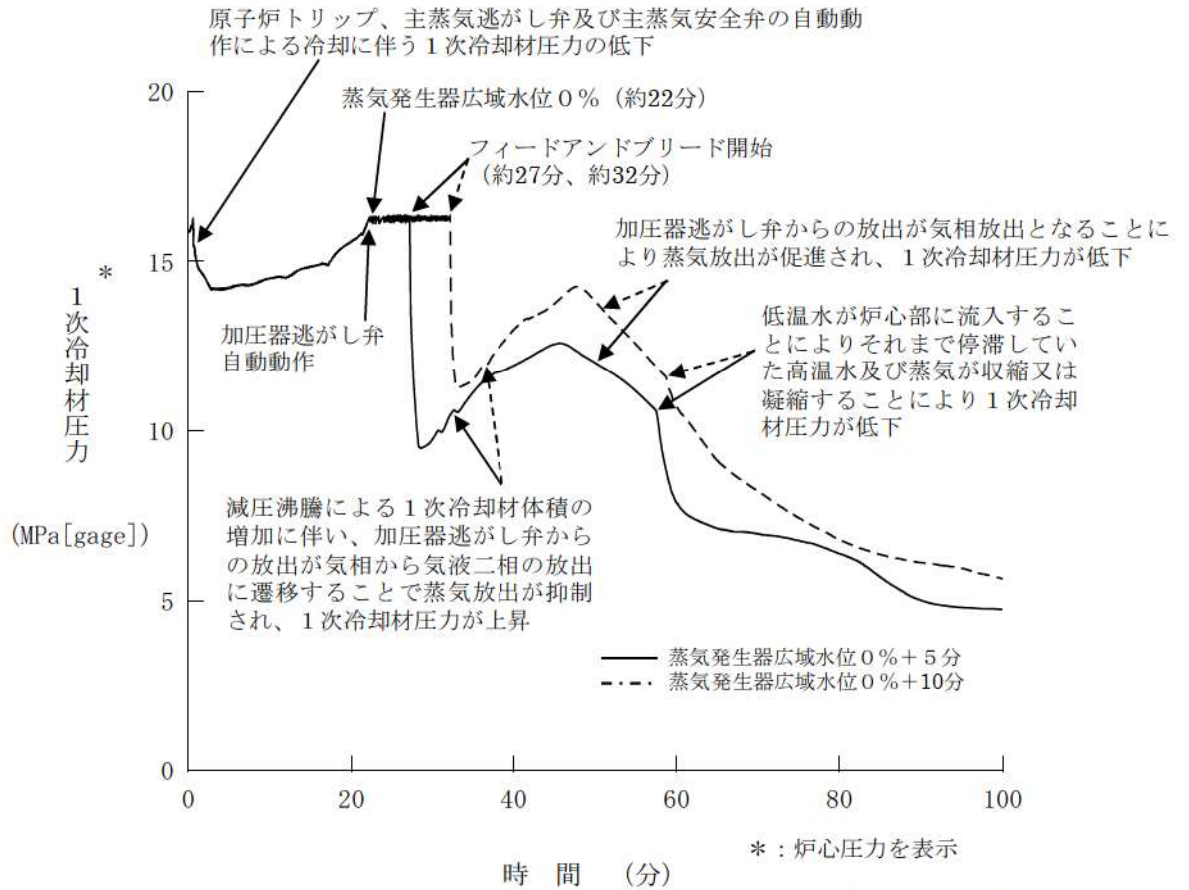




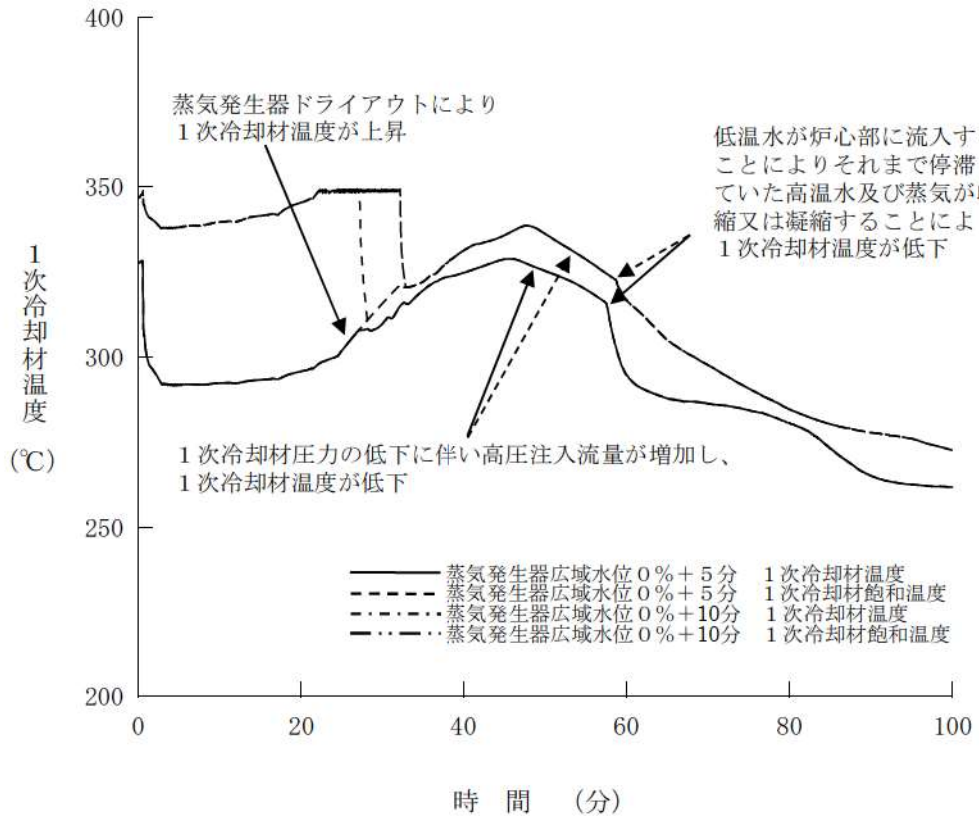
第7.1.1.26図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）



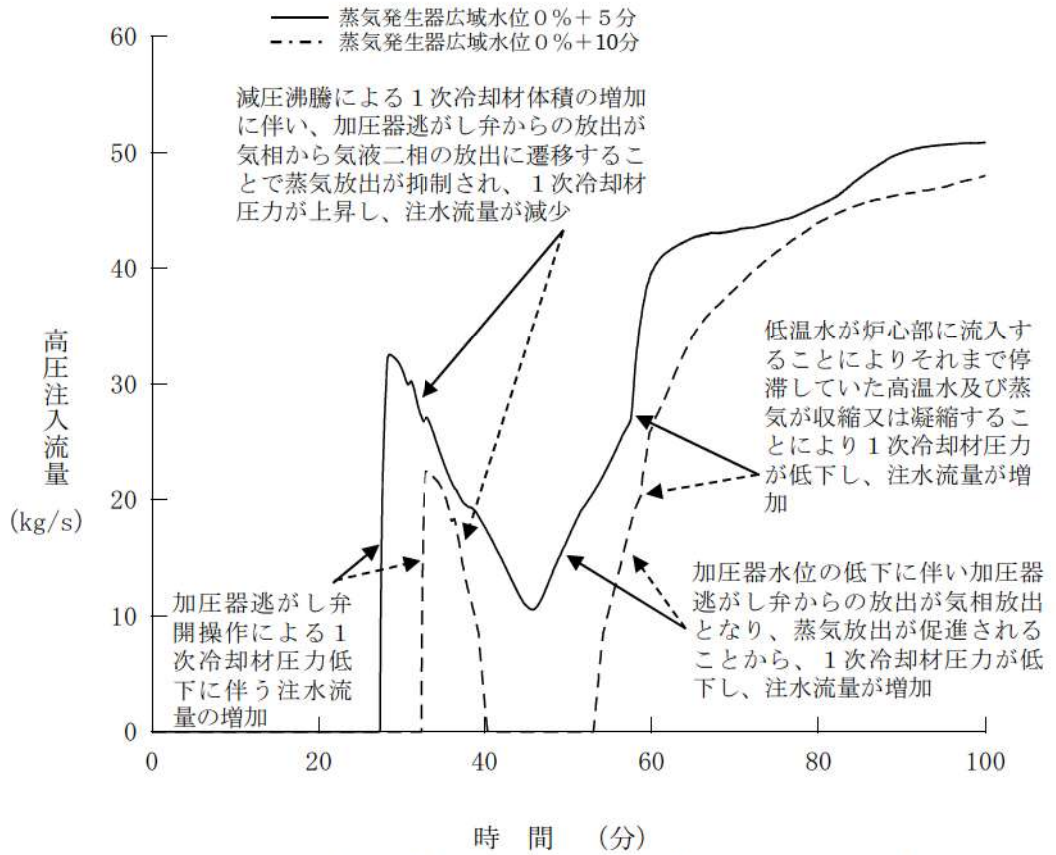
第7.1.1.27図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）



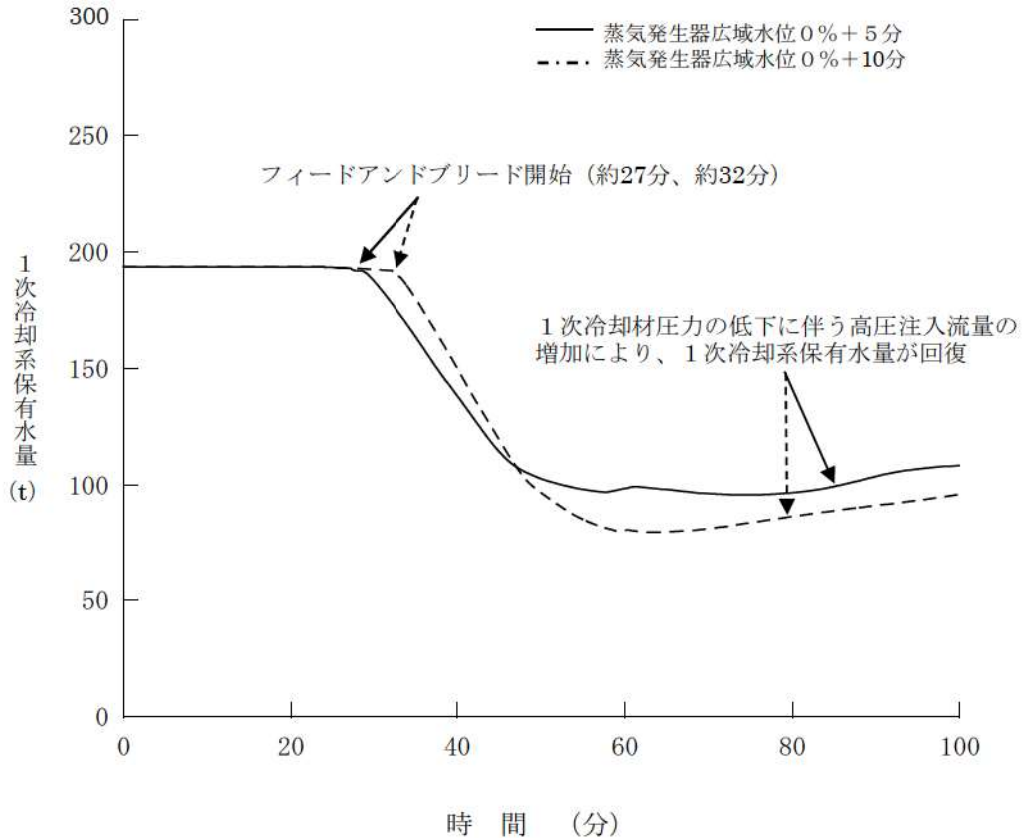
第7.1.1.28図 1次冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)



第7.1.1.29図 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)

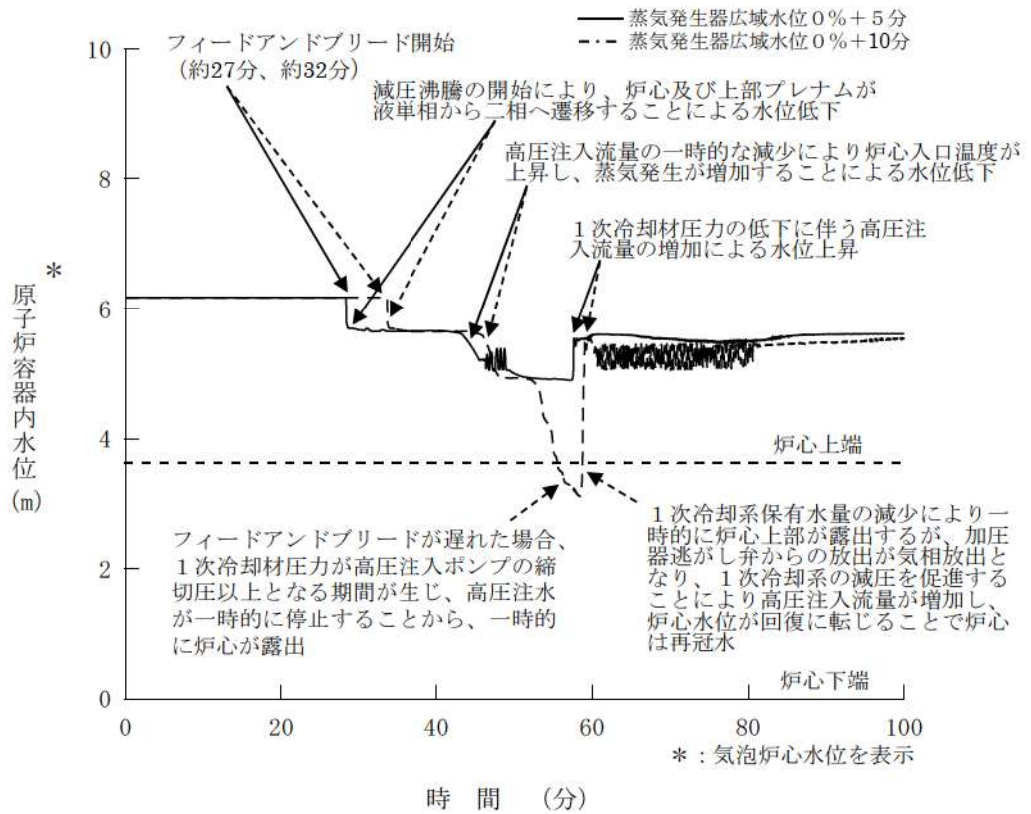


第7.1.1.30図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）

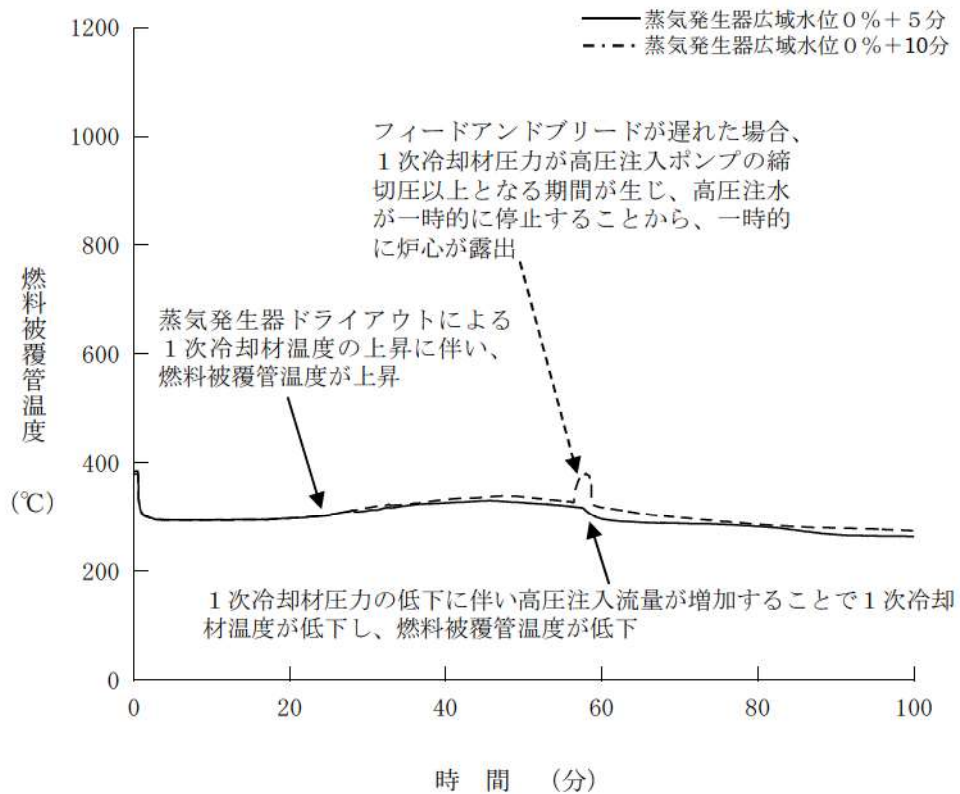


第7.1.1.31図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）





第7.1.1.32図 原子炉容器内水位の推移 (開始が遅くなる場合)



第7.1.1.33図 燃料被覆管温度の推移 (開始が遅くなる場合)

## 7.1.2 全交流動力電源喪失

### 7.1.2.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では，原子炉の出力運転中に，送電系統又は所内主発電設備の故障等により，外部電源が喪失し，常用系補機である1次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに，非常用所内交流電源系統が機能喪失することを想定する。このため，電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水，高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水，原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送，中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次冷却系の減温，減圧及び補助給水ピットへの補給ができなくなる。また，従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し，補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに，RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから，緩和措置がとられない場合には，RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次冷却系保有水量の減少が生じ，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，外部電源及びディーゼル発電機が喪失した状態において，蓄圧注入系以外の原子炉容器内への注



水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、直流電源及び交流電源供給機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより1次冷却系を減温、減圧するとともに、代替非常用発電機から電源を給電した代替格納容器スプレイポンプにより炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策としてタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びにB-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を整備し、安定状態に向けた対策として、A-高圧注入ポンプによる高圧代替再循環を整備し、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.2.1図に、手順の概要を第7.1.2.2図から第7.1.2.4図に示すとともに、重大事故等対策の概



要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.2.1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計21名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員（支援）が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.2.5図及び第7.1.2.6図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失を判断するとともに、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。また、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による炉

心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

補助給水流量の確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、アニユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切り離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。