

・必要な要員と作業項目

7.1.4-② 原子炉格納容器の除熱機能喪失

【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】

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長 (当直)	1	中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ, タービントリップ確認 ○所内電源及び外部電源の確認 ○安全注入自動作動確認 ○補助給水ポンプ起動確認, 補助給水流量確立の確認 ○1次冷却材の漏えいを判断 ○格納容器スプレイ不動作を判断 (中央制御室確認)	
運転員 A	【1】	2次冷却系強制冷却操作 (中央制御室操作)	○主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)
		格納容器スプレイ回復操作 (中央制御室操作)	○格納容器スプレイ起動操作 (中央制御室操作)
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 (中央制御室操作)	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)
		燃料取替用水ピット補給操作 (中央制御室操作)	○燃料取替用水ピット補給操作 (中央制御室操作)
		格納容器内自然対流冷却 (中央制御室操作)	○原子炉補機冷却サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)
		再循環切替操作 (中央制御室確認)	▲再循環切替操作 (中央制御室確認)
運転員 B	【1】	格納容器スプレイ回復操作 (現場操作)	○格納容器スプレイ起動操作, 失敗原因調査 (現場操作)
		燃料取替用水ピット補給操作 (現場操作)	○燃料取替用水ピット補給ラインアップ (現場操作)
運転員 C	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 (現場操作)	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)
運転員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 (現場操作)	○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)
		格納容器内自然対流冷却 (現場操作)	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 (現場操作)
災害対策要員 A	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 (現場操作)	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)
合計	11※		

※災害対策本部要員 4名を含む

・必要な要員と作業項目

7.1.4-③ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

【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】

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長 (当直)	1	中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ, タービントリップ確認 ○所内電源及び外部電源の確認 ○安全注入自動作動確認 ○補助給水ポンプ起動確認, 補助給水流量確立の確認 ○1次冷却材の漏えいを判断 ▲格納容器スプレイ作動確認 (中央制御室確認)	
運転員 A	【1】	2次冷却系強制冷却操作 (中央制御室操作)	○主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)
		燃料取替用水ピット補給操作	○燃料取替用水ピット補給操作 (中央制御室操作)
		格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)
		再循環切替操作	▲再循環切替操作 ●格納容器スプレイ再循環機能喪失確認 (中央制御室操作)
		格納容器スプレイ再循環機能回復操作	▲格納容器スプレイ再循環機能回復操作 (中央制御室確認)
運転員 B	【1】	燃料取替用水ピット補給操作	○燃料取替用水ピット補給ラインアップ操作 (現場操作)
		格納容器スプレイ再循環機能回復操作	▲格納容器スプレイ再循環機能回復操作 (現場操作)
運転員 C	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)	

・必要な要員と作業項目

7.1.4-③ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

【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】

(2/2)

必要な要員と作業項目			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員D	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)	
	格納容器内自 然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 (現場操作)	
災害対策要員A	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)	
合計	11※		

※災害対策本部要員4名を含む

・必要な要員と作業項目

7.1.4-④ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

【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】

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長（当直）	1	中央監視，運転操作指揮，発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A，B	2	状況判断 ○原子炉トリップ，タービントリップ確認 ○所内電源及び外部電源の確認 ○安全注入自動作動確認 ○補助給水ポンプ起動確認，補助給水流量確立の確認 ○1次冷却材の漏えいを判断 ○格納容器スプレイ不動作を判断 （中央制御室確認）	
運転員 A	【1】	2次冷却系強制冷却操作 （中央制御室操作）	○主蒸気逃がし弁開操作 （中央制御室操作）
		格納容器スプレイ回復操作 （中央制御室操作）	○格納容器スプレイ起動操作 （中央制御室操作）
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 （中央制御室操作）	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （中央制御室操作）
		燃料取替用水ピット補給操作 （中央制御室操作）	○燃料取替用水ピット補給操作 （中央制御室操作）
		格納容器内自然対流冷却 （中央制御室操作）	○原子炉補機冷却サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 （中央制御室操作）
		再循環切替操作 （中央制御室確認）	▲再循環切替操作 （中央制御室確認）
運転員 B	【1】	格納容器スプレイ回復操作 （現場操作）	○格納容器スプレイ起動操作，失敗原因調査 （現場操作）
		燃料取替用水ピット補給操作 （現場操作）	○燃料取替用水ピット補給ラインアップ （現場操作）
運転員 C	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 （現場操作）	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 （現場操作）
運転員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 （現場操作）	○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 （現場操作）
		格納容器内自然対流冷却 （現場操作）	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 （現場操作）
災害対策要員 A	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 （現場操作）	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）
合計	11※		

※災害対策本部要員 4 名を含む

・ 必要な要員と作業項目

7.1.4-⑤ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

【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】

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長 (当直)	1	中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ, タービントリップ確認 ○所内電源及び外部電源の確認 ○安全注入自動作動確認 ○補助給水ポンプ起動確認, 補助給水流量確立の確認 ○1次冷却材の漏えいを判断 ▲格納容器スプレイ作動確認 (中央制御室確認)	
運転員 A	【1】	2次冷却系強制冷却操作 (中央制御室操作)	○主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)
		燃料取替用水ピット補給操作	○燃料取替用水ピット補給操作 (中央制御室操作)
		格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)
		再循環切替操作	▲再循環切替操作 ●格納容器スプレイ再循環機能喪失確認 (中央制御室操作)
格納容器スプレイ再循環機能回復操作	▲格納容器スプレイ再循環機能回復操作 (中央制御室確認)		
運転員 B	【1】	燃料取替用水ピット補給操作	○燃料取替用水ピット補給ラインアップ操作 (現場操作)
		格納容器スプレイ再循環機能回復操作	▲格納容器スプレイ再循環機能回復操作 (現場操作)
運転員 C	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)	

・必要な要員と作業項目

7.1.4-⑤ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

【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】

(2/2)

必要な要員と作業項目			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員D	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)	
	格納容器内自 然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 (現場操作)	
災害対策要員A	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)	
合計	11※		

※災害対策本部要員4名を含む

・必要な要員と作業項目

7.1.6-① ECCS 注水機能喪失

【小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故】

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長（当直）	1	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉トリップ、タービントリップ確認</li> <li>○安全注入自動作動確認</li> <li>○補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認</li> <li>○所内電源及び外部電源の確認</li> <li>○1次冷却材の漏えいを判断</li> <li>○高圧注入系動作不能の確認 （中央制御室確認）</li> </ul>
運転員 A	【1】	高圧注入系回復操作	○高圧注入ポンプ起動操作 （中央制御室操作）
		水素濃度低減操作	○格納容器水素イグナイタ起動 （中央制御室操作）
		低圧注入系確認	○余熱除去ポンプによる低圧注入確認 （中央制御室操作）
		燃料取替用水ピット補給操作	○燃料取替用水ピット補給操作 （中央制御室操作）
運転員 B	【1】	2次冷却系強制冷却操作	○主蒸気逃がし弁開操作 （中央制御室操作）
		蓄圧タンク出口弁操作	○蓄圧タンク出口弁閉操作 （中央制御室操作）
		充てんポンプ起動操作	○充てんポンプ起動操作 （中央制御室操作）
運転員 C	1	高圧注入系回復操作	○高圧注入ポンプ起動操作、失敗原因調査 （現場操作）
運転員 D	1	燃料取替用水ピット補給操作	○燃料取替用水ピット補給ラインアップ （現場操作）
合計	10※		

※災害対策本部要員 4 名を含む

・必要な要員と作業項目

7.1.7-① ECCS再循環機能喪失

【中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故】

必要な要員と作業項目		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
発電課長(当直)	1	中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡
副長	1	運転操作指揮
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ, タービントリップ確認 ○安全注入自動動作確認 ○所内電源及び外部電源の確認 ○蓄圧, 低圧, 高圧注入及び格納容器スプレイ自動動作を確認 ○補助給水ポンプ起動確認, 補助給水流量確立の確認 ○1次冷却材の漏えいを判断 (中央制御室確認)
運転員 A	【1】	再循環切替操作, 回復操作 ○再循環切替操作 ▲格納容器スプレイ再循環, 低圧再循環切替成功確認 ▲高圧再循環切替失敗確認 ▲高圧再循環機能回復操作 (中央制御室操作)
		低圧再循環による炉心冷却 ●低圧再循環による炉心注水確認 (中央制御室確認)
運転員 B	【1】	2次冷却系強制冷却操作 ○主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)
		燃料取替用水ピット補給操作 ○燃料取替用水ピット補給操作 (中央制御室操作)
		蓄圧タンク出口弁操作 ●蓄圧タンク出口弁開操作 (中央制御室操作)
運転員 C	1	高圧再循環機能回復操作 ○高圧再循環機能回復操作 (現場操作)
運転員 D	1	燃料取替用水ピット補給操作 ○燃料取替用水ピット補給ラインアップ操作 (現場操作)
合計	10※	

※災害対策本部要員4名を含む

以下の事故シーケンスについても同様

7.1.7-② ECCS再循環機能喪失

【小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故】



・必要な要員と作業項目

2-1

7.2.1.1-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

【中破断 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】

(1/4)

必要な要員と作業項目		
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
発電課長（当直）	1	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡
副長	1	運転操作指揮
運転員 A、B	2	状況判断 ○原子炉トリップ、タービントリップ確認 ○タービン動補助給水ポンプ運転、補助給水流量確認 ○所内電源及び外部電源喪失判断 ○早期の電源回復不能と判断 ○1次冷却材の漏えいを判断 （中央制御室確認）
運転員 A	【1】	電源確保作業 ○代替非常用発電機からの給電準備、起動操作、起動確認 （中央制御室操作）
		水素濃度低減操作 ○格納容器水素イグナイタ起動 （中央制御室操作）
		1次冷却材ポンプシール隔離操作 ○1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 （中央制御室操作）
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （中央制御室操作）
		可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 （中央制御室操作）
		蓄圧タンク出口弁操作 ○蓄圧タンク出口弁閉操作 （中央制御室操作）
		被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 ○中央制御室非常用循環系起動操作 （中央制御室操作）
		補助給水流量調整 ○補助給水ポンプ出口流量調整弁開度調整 （中央制御室操作）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備、起動操作 ○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成 ○B-充てんポンプ（自己冷却）起動 （中央制御室操作）
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動 ○アニュラス水素濃度確認 （中央制御室操作）
原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水） ○格納容器内自然対流冷却系統構成 （中央制御室操作）		

・必要な要員と作業項目

7.2.1.1-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

【中破断 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】

(2/4)

必要な要員と作業項目		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
運転員 B	【1】	電源確保作業 ○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電 (現場操作)
		蓄電池室排気ファン起動 ○蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)
		燃料取替用水ピットへの補給確保(海水) ○燃料取替用水ピット補給系統構成 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水) ○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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)取付け (現場操作)
運転員 C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
		B-充電ポンプ(自己冷却)起動準備, 起動操作 ○B-充電ポンプ(自己冷却)系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)
		被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水) ○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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)取付け (現場操作)
運転員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
災害対策要員 A	1	電源確保作業 ○非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 B	1	電源確保作業 ○非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 C	1	被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充電ポンプ(自己冷却)起動準備, 起動操作 ○B-充電ポンプ(自己冷却)系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.1.1-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

【中破断 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】

(3/4)

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
災害対策要員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)
		被ばく低減操 作	○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置, コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 E	1	可搬型計測器 接続	○可搬型計測器接続 (現場操作)
災害対策要員 F	1	被ばく低減操 作	○試料採取室排気系ダンパ開処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置, コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水 ピットへの補 給確保 (海水)	○可搬型ホース接続, 敷設, ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【2】 1		○可搬型大型送水ポンプ車 A の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 A による燃料取替用水ピットへの補給 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷 却海水系への 通水確保 (海 水)	○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設, 可搬型大型送水ポンプ車 B の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】		○可搬型ホース敷設, 接続 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 B による原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ピ ットへの注水 確保 (海水)	○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ○可搬型ホース敷設, ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】		○可搬型大型送水ポンプ車 A の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 A による使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)
災害対策要員 (支援) A, B	2		○可搬型ホース敷設 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.1.1-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

【中破断 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】

(4/4)

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員		手順の項目	手順の内容
災害対策要員 H, I	2	燃料補給	○可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ○代替非常用発電機への燃料補給 ○可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)
合計	21※		

※災害対策本部要員 4 名を含む

・必要な要員と作業項目

2-2

7.2.1.2-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

【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】

(1/4)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長（当直）	1	中央監視，運転操作指揮，発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断 ●原子炉手動停止 ○原子炉トリップ，タービントリップ確認 ○所内電源及び外部電源喪失判断 ○早期の電源回復不能と判断 ○補助給水機能喪失確認 ○1次冷却材の漏えい規模の判断 （中央制御室確認）	
運転員 A	【1】	電源確保作業	○代替非常用発電機からの給電準備，起動操作，起動確認 （中央制御室操作）
		水素濃度低減操作	○格納容器水素イグナイタ起動操作 （中央制御室操作）
		1次冷却材ポンプシール隔離操作	○1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 （中央制御室操作）
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （中央制御室操作）
		被ばく低減操作	○B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 ○中央制御室非常用循環系起動操作 （中央制御室操作）
		加圧器逃がし弁開操作準備	○加圧器逃がし弁開操作準備 （中央制御室操作）
		1次冷却系強制減圧操作	○加圧器逃がし弁開操作 （中央制御室操作）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備・起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成 （中央制御室操作）
原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水）	○格納容器内自然対流冷却系統構成 （中央制御室操作）		

・必要な要員と作業項目

7.2.1.2-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

【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】

(2/4)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員B	【1】	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電 （現場操作）
		可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 （中央制御室操作）
		可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動	○アナユラス水素濃度確認 （中央制御室）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備、起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）起動 （中央制御室操作）
		蓄電池室排気ファン起動	○蓄電池室排気ファン起動 （現場操作）
		燃料取替用水ピットへの補給（海水）	○燃料取替用水ピット補給系統構成 （現場操作）
		原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水）	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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）取付け （現場操作）
運転員C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動 （現場操作）
		補助給水ポンプ回復操作	○電動・タービン動補助給水ポンプ起動、失敗原因調査 （現場操作）
		SG直接給水用高圧ポンプによる注水準備	○SG直接給水用高圧ポンプの使用準備、失敗原因調査 （現場操作）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備、起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水 （現場操作）
		原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水）	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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）取付け （現場操作）

・必要な要員と作業項目

7.2.1.2-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

【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】

(3/4)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 （現場操作）
		可搬型アニュ ラス水素濃度 計測ユニット 起動	○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動 （現場操作）
		被ばく低減操 作	○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 （現場操作）
		加圧器逃がし 弁開操作準備	○加圧器逃がし弁開操作準備 （現場操作）
災害対策要員 A	1	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 （現場操作）
		加圧器逃がし 弁開操作準備	○加圧器逃がし弁開操作準備 （現場操作）
災害対策要員 B	1	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 （現場操作）
災害対策要員 C	1	補助給水ポン プ回復操作	○電動・タービン動補助給水ポンプ起動、失敗原因調査 （現場操作）
		SG 直接給水用 高圧ポンプに よる注水準備	○SG 直接給水用高圧ポンプの使用準備、失敗原因調査 （現場操作）
		B-充てんポン プ（自己冷却） 起動準備、 起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水 （現場操作）
災害対策要員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）
		被ばく低減操 作	○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 （現場操作）
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え （現場操作）
災害対策要員 E	1	可搬型計測器 接続	○可搬型計測器接続 （現場操作）
災害対策要員 F	1	被ばく低減操 作	○試料採取室排気系ダンパ閉処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 （現場操作）
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え （現場操作）

・必要な要員と作業項目

7.2.1.2-① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

【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】

(4/4)

必要な要員と作業項目		
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水 ピットへの補給（海水）
災害対策要員 E, F, G	【2】 1	
災害対策要員D	【1】	
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷 却海水系への 通水確保（海 水）
災害対策要員 E, F, G	【3】	
災害対策要員D	【1】	
災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ピ ットへの注水 確保（海水）
災害対策要員 E, F, G	【3】	
災害対策要員D	【1】	
災害対策要員 （支援） A, B	2	
災害対策要員 H, I	2	燃料補給
合計	21※	

※災害対策本部要員4名を含む

以下の事故シーケンスについても同様

- 7.2.1.2-② 【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】
- 7.2.1.2-③ 【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】
- 7.2.1.2-④ 【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】
- 7.2.1.2-⑤ 【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】
- 7.2.1.2-⑥ 【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】
- 7.2.1.2-⑦ 【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】
- 7.2.1.2-⑧ 【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】



・ 必要な要員と作業項目

2-3

7.2.2-① 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器過温破損）

【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】

(1/4)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長（当直）	1	中央監視，運転操作指揮，発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断 ●原子炉手動停止 ○原子炉トリップ，タービントリップ確認 ○所内電源及び外部電源喪失判断 ○早期の電源回復不能と判断 ○補助給水機能喪失確認 ○1次冷却材の漏えい規模の判断 （中央制御室確認）	
運転員 A	【1】	電源確保作業	○代替非常用発電機からの給電準備，起動操作，起動確認 （中央制御室操作）
		水素濃度低減操作	○格納容器水素イグナイタ起動操作 （中央制御室操作）
		1次冷却材ポンプシール隔離操作	○1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 （中央制御室操作）
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （中央制御室操作）
		被ばく低減操作	○B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 ○中央制御室非常用循環系起動操作 （中央制御室操作）
		加圧器逃がし弁開操作準備	○加圧器逃がし弁開操作準備 （中央制御室操作）
		1次冷却系強制減圧操作	○加圧器逃がし弁開操作 （中央制御室操作）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備・起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成 （中央制御室操作）
		原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水）	○格納容器内自然対流冷却系統構成 （中央制御室操作）

・ 必要な要員と作業項目

7.2.2-① 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器過温破損）

【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】

(2/4)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員B	【1】	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電 （現場操作）
		可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 （中央制御室操作）
		可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動	○アナユラス水素濃度確認 （中央制御室）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備、起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）起動 （中央制御室操作）
		蓄電池室排気ファン起動	○蓄電池室排気ファン起動 （現場操作）
		燃料取替用水ピットへの補給（海水）	○燃料取替用水ピット補給系統構成 （現場操作）
		原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水）	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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）取付け （現場操作）
運転員C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動 （現場操作）
		補助給水ポンプ回復操作	○電動・タービン動補助給水ポンプ起動、失敗原因調査 （現場操作）
		SG直接給水用高圧ポンプによる注水準備	○SG直接給水用高圧ポンプの使用準備、失敗原因調査 （現場操作）
		B-充てんポンプ（自己冷却）起動準備、起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水 （現場操作）
		原子炉補機冷却海水系への通水確保（海水）	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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）取付け （現場操作）

・必要な要員と作業項目

7.2.2-① 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器過温破損）

【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】

(3/4)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 （現場操作）
		可搬型アニュ ラス水素濃度 計測ユニット 起動	○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動 （現場操作）
		被ばく低減操 作	○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 （現場操作）
		加圧器逃がし 弁開操作準備	○加圧器逃がし弁開操作準備 （現場操作）
災害対策要員 A	1	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 （現場操作）
		加圧器逃がし 弁開操作準備	○加圧器逃がし弁開操作準備 （現場操作）
災害対策要員 B	1	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 （現場操作）
災害対策要員 C	1	補助給水ポン プ回復操作	○電動・タービン動補助給水ポンプ起動、失敗原因調査 （現場操作）
		SG 直接給水用 高圧ポンプに よる注水準備	○SG 直接給水用高圧ポンプの使用準備、失敗原因調査 （現場操作）
		B-充てんポン プ（自己冷却） 起動準備、 起動操作	○B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水 （現場操作）
災害対策要員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）
		被ばく低減操 作	○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 （現場操作）
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え （現場操作）
災害対策要員 E	1	可搬型計測器 接続	○可搬型計測器接続 （現場操作）
災害対策要員 F	1	被ばく低減操 作	○試料採取室排気系ダンパ閉処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 （現場操作）
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え （現場操作）

・必要な要員と作業項目

7.2.2-① 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器過温破損）

【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】

(4/4)

必要な要員と作業項目		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水 ピットへの補給(海水)
災害対策要員 E, F, G	【2】 1	
災害対策要員D	【1】	
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷 却海水系への 通水確保(海 水)
災害対策要員 E, F, G	【3】	
災害対策要員D	【1】	
災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ピ ットへの注水 確保(海水)
災害対策要員 E, F, G	【3】	
災害対策要員D	【1】	
災害対策要員 (支援) A, B	2	
災害対策要員 H, I	2	燃料補給
合計	21※	

※災害対策本部要員4名を含む

以下の事故シーケンスについても同様

- 7.2.2-②【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】
- 7.2.2-③【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】
- 7.2.2-④【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】
- 7.2.2-⑤【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】
- 7.2.2-⑥【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】
- 7.2.2-⑦【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】
- 7.2.2-⑧【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】

・ 必要な要員と作業項目

2 - 4

7.2.3-① 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

【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】

(1 / 4)

必要な要員と作業項目		
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
発電課長 (当直)	1	中央監視，運転操作指揮，発電所対策本部連絡
副長	1	運転操作指揮
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ，タービントリップ確認 ○タービン動補助給水ポンプ運転，補助給水流量確認 ○所内電源及び外部電源喪失判断 ○早期の電源回復不能と判断 ○1次冷却材の漏えいを判断 (中央制御室確認)
運転員 A	【1】	電源確保作業 ○代替非常用発電機からの給電準備，起動操作，起動確認 (中央制御室操作)
		水素濃度低減操作 ○格納容器水素イグナイタ起動 (中央制御室操作)
		1次冷却材ポンプシール隔離操作 ○1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 (中央制御室操作)
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)
		可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 (中央制御室操作)
		蓄圧タンク出口弁操作 ○蓄圧タンク出口弁閉操作 (中央制御室操作)
		被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 ○中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)
		補助給水流量調整 ○補助給水ポンプ出口流量調整弁開度調整 (中央制御室操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備，起動操作 ○B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成 ○B-充てんポンプ (自己冷却) 起動 (中央制御室操作)
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動 ○アニュラス水素濃度確認 (中央制御室操作)
原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作)	

・必要な要員と作業項目

7.2.3-① 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

【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】

(2/4)

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員 B	【 1 】	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電 (現場操作)
		蓄電池室排気ファン起動	○蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)
		燃料取替用水ピットへの補給確保 (海水)	○燃料取替用水ピット補給系統構成 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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) 取付け (現場操作)
運転員 C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
		被ばく低減操作	○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備, 起動操作	○B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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) 取付け (現場操作)
運転員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動	○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
災害対策要員 A	1	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 B	1	電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 C	1	被ばく低減操作	○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備, 起動操作	○B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.3-① 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

【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】

(3/4)

要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員		手順の項目	手順の内容
災害対策要員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)
		被ばく低減操 作	○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 E	1	可搬型計測器 接続	○可搬型計測器接続 (現場操作)
災害対策要員 F	1	被ばく低減操 作	○試料採取室排気系ダンパ閉処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水 ピットへの補 給確保 (海水)	○可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【2】 1		○可搬型大型送水ポンプ車 A の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 A による燃料取替用水ピットへの補給 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷 却海水系への 通水確保 (海 水)	○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設、可搬型大 型送水ポンプ車 B の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水 箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】		○可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 B による原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ピ ットへの注水 確保 (海水)	○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ○可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホ ース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】		○可搬型大型送水ポンプ車 A の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 A による使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)
災害対策要員 (支援) A, B	2		○可搬型ホース敷設 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.3-① 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

【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】

(4/4)

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
災害対策要員 H, I	2	燃料補給	○可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ○代替非常用発電機への燃料補給 ○可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)
合計	21※		

※災害対策本部要員 4 名を含む

以下の事故シーケンスについても同様

7.2.3-② 【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】

7.2.3-③ 【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】

7.2.3-④ 【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】

7.2.3-⑤ 【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】

7.2.3-⑥ 【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】

7.2.3-⑦ 【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】

7.2.3-⑧ 【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】

7.2.3-⑨ 【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】

7.2.3-⑩ 【中破断 LOCA 時に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】



・必要な要員と作業項目

7.2.4-① 水素燃焼

【中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故】

(1/4)

必要な要員と作業項目		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
発電課長(当直)	1	中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡
副長	1	運転操作指揮
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ, タービントリップ確認 ▲タービン動補助給水ポンプ運転, 補助給水流量確認 ●所内電源及び外部電源喪失判断 ●早期の電源回復不能と判断 ○1次冷却材の漏えいを判断 (中央制御室確認)
運転員 A	【1】	電源確保作業 ●代替非常用発電機からの給電準備, 起動操作, 起動確認 (中央制御室操作)
		水素濃度低減操作 ○格納容器水素イグナイタ起動 ○原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作状況の確認 (中央制御室操作)
		1次冷却材ポンプシール隔離操作 ●1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 (中央制御室操作)
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)
		可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 (中央制御室操作)
		蓄圧タンク出口弁操作 ●蓄圧タンク出口弁閉操作 (中央制御室操作)
		被ばく低減操作 ●B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 ●中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)
		補助給水流量調整 ●補助給水ポンプ出口流量調整弁開度調整 (中央制御室操作)
		B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備, 起動操作 ●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成 ▲B-充てんポンプ(自己冷却)起動 (中央制御室操作)
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動 ○アニュラス水素濃度確認 (中央制御室操作)
原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作)		

・必要な要員と作業項目

7.2.4-① 水素燃焼

【中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故】

(2 / 4)

必要な要員と作業項目		
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
運転員 B	【 1 】	電源確保作業 ●非常用母線受電準備及び受電 ●充電器受電 (現場操作)
		蓄電池室排気ファン起動 ●蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)
		燃料取替用水ピットへの補給確保 (海水) ●燃料取替用水ピット補給系統構成 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●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) 取付け (現場操作)
運転員 C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
		被ばく低減操作 ●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備, 起動操作 ●B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●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) 取付け (現場操作)
運転員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ●代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
災害対策要員 A	1	電源確保作業 ●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 B	1	電源確保作業 ●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 C	1	被ばく低減操作 ●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備, 起動操作 ●B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.4-① 水素燃焼

【中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故】

(3/4)

必要な要員と作業項目		
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
災害対策要員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作 ●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)
		被ばく低減操 作 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置 ●蓄電池室換気系ダンパ開処置, コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 E	1	可搬型計測器 接続 ●可搬型計測器接続 (現場操作)
災害対策要員 F	1	被ばく低減操 作 ●試料採取室排気系ダンパ開処置 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置 ●蓄電池室換気系ダンパ開処置, コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水 ピットへの補 給確保 (海水) ●可搬型ホース接続, 敷設, ホース延長・回収車 (送水車用) による可 搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【2】 1	●可搬型大型送水ポンプ車 A の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】	●可搬型大型送水ポンプ車 A による燃料取替用水ピットへの補給 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷 却海水系への 通水確保 (海 水) ●ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設, 可搬型大 型送水ポンプ車 B の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水 箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】	●可搬型ホース敷設, 接続 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】	●可搬型大型送水ポンプ車 B による原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	●ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ●可搬型ホース敷設, ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホ ース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】	●可搬型大型送水ポンプ車 A の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】	●可搬型大型送水ポンプ車 A による使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)
災害対策要員 (支援) A, B	2	●可搬型ホース敷設 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.4-① 水素燃焼

【中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故】

(4 / 4)

必要な要員と作業項目		
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
災害対策要員 H, I	2	燃料補給 ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)
合計	21※	

※災害対策本部要員 4名を含む

以下の事故シーケンスについても同様

- 7.2.4-②【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】
- 7.2.4-③【大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故】
- 7.2.4-④【中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故】
- 7.2.4-⑤【中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故】

・必要な要員と作業項目

2-6

7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用

【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】

(1/4)

必要な要員と作業項目			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長(当直)	1	中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A, B	2	状況判断 ○原子炉トリップ, タービントリップ確認 ○タービン動補助給水ポンプ運転, 補助給水流量確認 ○所内電源及び外部電源喪失判断 ○早期の電源回復不能と判断 ○1次冷却材の漏えいを判断 (中央制御室確認)	
運転員 A	【1】	電源確保作業 (中央制御室操作)	○代替非常用発電機からの給電準備, 起動操作, 起動確認 (中央制御室操作)
		水素濃度低減 操作 (中央制御室操作)	○格納容器水素イグナイタ起動 (中央制御室操作)
		1次冷却材ポンプ シール隔離 操作 (中央制御室操作)	○1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 (中央制御室操作)
		代替格納容器 スプレイポン プ起動操作 (中央制御室操作)	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)
		可搬型格納容 器水素濃度計 測ユニット起 動 (中央制御室操作)	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 (中央制御室操作)
		蓄圧タンク出 口弁操作 (中央制御室操作)	○蓄圧タンク出口弁閉操作 (中央制御室操作)
		被ばく低減操 作 (中央制御室操作)	○B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 ○中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)
		補助給水流量 調整 (中央制御室操作)	○補助給水ポンプ出口流量調整弁開度調整 (中央制御室操作)
		B-充てんポン プ(自己冷却)起 動準備, 起 動操作 (中央制御室操作)	○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成 ○B-充てんポンプ(自己冷却)起動 (中央制御室操作)
		可搬型アニュ ラス水素濃度 計測ユニット 起動 (中央制御室操作)	○アニュラス水素濃度確認 (中央制御室操作)
原子炉補機冷 却海水系への 通水確保(海 水) (中央制御室操作)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作)		

・ 必要な要員と作業項目

7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用

【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】

(2/4)

必要な要員と作業項目		
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
運転員 B	【1】	電源確保作業 ○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電 (現場操作)
		蓄電池室排気ファン起動 ○蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)
		燃料取替用水ピットへの補給確保 (海水) ○燃料取替用水ピット補給系統構成 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水) ○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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) 取付け (現場操作)
運転員 C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
		被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備, 起動操作 ○B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)
		原子炉補機冷却海水系への通水確保 (海水) ○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○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) 取付け (現場操作)
運転員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動 ○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備, 起動 (現場操作)
災害対策要員 A	1	電源確保作業 ○非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 B	1	電源確保作業 ○非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)
災害対策要員 C	1	被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 (現場操作)
		B-充てんポンプ (自己冷却) 起動準備, 起動操作 ○B-充てんポンプ (自己冷却) 系統構成, ベンティング, 通水 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用

【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】

(3/4)

必要な要員と作業項目			
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
災害対策要員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)
		被ばく低減操 作	○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置, コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 E	1	可搬型計測器 接続	○可搬型計測器接続 (現場操作)
災害対策要員 F	1	被ばく低減操 作	○試料採取室排気系ダンパ開処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	○蓄電池室換気系ダンパ開処置, コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水 ピットへの補 給確保 (海水)	○可搬型ホース接続, 敷設, ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【2】 1		○可搬型大型送水ポンプ車 A の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 A による燃料取替用水ピットへの補給 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷 却海水系への 通水確保 (海 水)	○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設, 可搬型大型送水ポンプ車 B の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】		○可搬型ホース敷設, 接続 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 B による原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)
災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ピ ットへの注水 確保 (海水)	○ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 ○可搬型ホース敷設, ホース延長・回収車 (送水車用) による可搬型ホース敷設 (現場操作)
災害対策要員 E, F, G	【3】		○可搬型大型送水ポンプ車 A の設置, ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設, 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)
災害対策要員 D	【1】		○可搬型大型送水ポンプ車 A による使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)
災害対策要員 (支援) A, B	2		○可搬型ホース敷設 (現場操作)

・必要な要員と作業項目

7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用

【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】

(4/4)

必要な要員と作業項目			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員		手順の項目	手順の内容
災害対策要員 H, I	2	燃料補給	○可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ○代替非常用発電機への燃料補給 ○可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)
合計	21※		

※災害対策本部要員 4 名を含む



・必要な要員と作業項目

4 - 1

7.4.1-① 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）

【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】

(1/2)

必要な要員と作業項目		
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
発電課長（当直）	1	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡
副長	1	運転操作指揮
運転員 A, B	2	状況判断 ○ミッドループ運転中に余熱除去系機能喪失と判断 ●外部電源喪失確認 ○原子炉格納容器内からの退避指示 （中央制御室確認）
運転員 A	【1】	格納容器隔離 ○格納容器隔離弁閉操作 （中央制御室操作）
		余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 （中央制御室操作）
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （中央制御室操作）
		充てんポンプによる炉心注水操作 ○充てんポンプによる炉心注水操作 （中央制御室操作）
		高圧注入ポンプによる炉心注水操作 ○高圧注入ポンプによる炉心注水操作 （中央制御室操作）
		燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 （中央制御室操作）
		格納容器内自然対流冷却 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 （中央制御室操作）
		代替再循環運転操作 ○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成 ○B-格納容器スプレイポンプ起動 （中央制御室操作）
被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 （中央制御室操作）		
運転員 B	【1】	余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 （現場操作）
		代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 （現場操作）

・必要な要員と作業項目

4 - 1

7.4.1-① 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）

【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】

(2/2)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員C	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 ○格納容器エアロック閉止確認 （現場操作）	
	格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 （現場操作）	
	代替再循環運転操作	○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成	
運転員D	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 （現場操作）	
災害対策要員A	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）	
合計	11※		

※災害対策本部要員4名を含む

・必要な要員と作業項目

7.4.1-② 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）

【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】

(1/3)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長（当直）	1	中央監視，運転操作指揮，発電所対策本部連絡	
副長	1	運転操作指揮	
運転員 A，B	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>●原子炉補機冷却機能喪失確認</li> <li>○ミッドループ運転中に余熱除去機能喪失と判断</li> <li>○原子炉格納容器内からの退避指示 （中央制御室確認）</li> </ul>	
運転員 A	【1】	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 （中央制御室操作）
		代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （中央制御室操作）
		被ばく低減操 作	○B-アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 （中央制御室操作）
		燃料取替用水 ピットによる 代替炉心注水 操作	○燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 （中央制御室操作）
		B-充てんポン プ（自己冷 却）起動準備， 起動操作	●B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成 （中央制御室操作）
		原子炉補機冷 却海水系への 通水確保（海 水）	●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A-高圧注入ポンプへの補機冷却水（海水）通水系統構成 （中央制御室操作）
		高圧再循環運 転	●A-高圧注入ポンプ（海水冷却）系統構成 ●A-高圧注入ポンプ（海水冷却）起動 （中央制御室操作）
運転員 B	【1】	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	●代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 （現場操作）
		B-充てんポン プ（自己冷 却）起動準備， 起動操作	●B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成，ベンティング，通水 （現場操作）
		原子炉補機冷 却海水系への 通水確保（海 水）	●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A-高圧注入ポンプへの補機冷却水（海水）通水系統構成 ●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） 取付け （現場操作）
運転員 C	1	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 ○格納容器エアロック閉止確認 （現場操作）
		被ばく低減操 作	●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 （現場操作）
		蓄電池室排気 ファン起動	●蓄電池室排気ファン起動 （現場操作）

・必要な要員と作業項目

7.4.1-② 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）

【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】

(2/3)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
運転員 D	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作  原子炉補機冷 却海水系への 通水確保（海 水）	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 （現場操作）  ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A－高圧注入ポンプへの補機冷却水（海水）通水系統構成 ●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） 取付け （現場操作）
	1	B－充てんポン プ（自己冷却） 起動準備、 起動操作	●B－充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンティング、通水 （現場操作）
災害対策要員 B	1	被ばく低減操 作	●B－アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給 （現場操作）
災害対策要員 C	1	代替格納容器 スプレイポン プ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）
		被ばく低減操 作	●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 （現場操作）
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え （現場操作）
災害対策要員 D	1	被ばく低減操 作	●試料採取室排気系ダンパ開処置 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 （現場操作）
		蓄電池室換気 系ダンパ開処 置	●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え （現場操作）
災害対策要員 A, B, C	【3】		●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホ ース敷設 ●ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設 （現場操作）
災害対策要員 E, F, G	3	使用済燃料ピッ トへの注水確保 （海水）	●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、 海水取水箇所への水中ポンプ設置 （現場操作）
災害対策要員 D	【1】		●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 （現場操作）
災害対策要員 （支援） A, B	2		●可搬型ホース敷設 （現場操作）

・必要な要員と作業項目

7.4.1-② 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）

【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】

(3/3)

必要な要員と作業項目			
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員		手順の項目	手順の内容
災害対策要員 A, B, C	【7】	原子炉補機冷却海水系への 通水確保（海水）	●ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 （現場操作）
災害対策要員 E, F, G			●可搬型ホース敷設、接続 （現場操作）
災害対策要員D			●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系への通水 （現場操作）
災害対策要員 H, I	2	燃料補給	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ （現場操作）
合計	21※		

※災害対策本部要員4名を含む

・必要な要員と作業項目

7.4.3-① 原子炉冷却材の流出

【水位維持に失敗する事故】

必要な要員と作業項目			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
発電課長(当直)	1		中央監視, 運転操作指揮, 発電所対策本部連絡
副長	1		運転操作指揮
運転員 A, B	2	状況判断	○1次冷却材水位, 漏えい状況確認 ○余熱除去ポンプ停止確認 ○原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室確認)
運転員 A	【1】	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)
		漏えい箇所隔離操作	●1次冷却材の流出原因調査, 隔離操作 (中央制御室操作)
		格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)
		代替再循環運転操作	○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成 ○B-格納容器スプレイポンプ起動 (中央制御室操作)
		被ばく低減操作	○アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)
運転員 B	【1】	充てんポンプによる炉心注水操作	○充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)
運転員 C	1	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 ○格納容器エアロック閉止確認 (現場操作)
		格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 (現場操作)
		代替再循環運転操作	○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成
運転員 D	1	漏えい箇所隔離操作	●1次冷却材の流出原因調査, 隔離操作 (現地操作)
		余熱除去系機能回復操作	●余熱除去系機能回復操作 (現場操作)
合計	10※		

※災害対策本部要員 4名を含む

以下の事故シーケンスについても同様

7.4.3-② 【オーバードレンとなる事故】

## 水源、燃料、電源負荷評価結果について

## 1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において、重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに、電源負荷の積み上げが給電容量内にあることを確認する。

## 2. 事故シーケンス別の必要量について

重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの補給及び給電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果を表1に整理した。

また、同様に代替非常用発電機からの電源供給が必要な事象について、有効性評価上考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が代替非常用発電機の給電容量内であることを表1に整理した。

## 3. まとめ

重大事故等対策の有効性評価において、水源、燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても、発電所構内に備蓄している燃料及び淡水又は海水供給を考慮した水源により、必要な対策を7日間継続することが十分に可能であることを確認した。

また、代替非常用発電機から給電する場合の電源負荷についても、代替非常用発電機の電源負荷についても給電容量内であることを確認した。

表 1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (1/2)

事故シナリオ	水源			燃料	電源
	炉心への注水 (有効水量/枯渇時間)	蒸気発生器への注水 (有効水量/枯渇時間)	原子炉格納容器への注水 (有効水量/枯渇時間)		
外部電源喪失を考慮 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 <sup>※1</sup> 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 <sup>※1</sup> 7.1.6 ECCS 注水機能喪失(2, 4, 6インチ破断) 7.1.7 ECCS 再循環機能喪失 <sup>※1</sup> 7.1.8 格納容器バイパス 7.2.4 水素燃焼 <sup>※1</sup> 7.4.1 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) 7.4.3 原子炉炉冷却材の流出 7.4.4 反応度の誤投入 <sup>※1</sup> 7.1.5 原子炉停止機能喪失 <sup>※1</sup> 7.3.1 想定事故 1 7.3.2 想定事故 2	—	—	約 546.3kL/約 590kL ・ディーゼル発電機 (約 527.1kL) ・緊急時対策所用発電機 (約 19.2kL) 約 558.8kL/約 590kL ・ディーゼル発電機 (約 527.1kL) ・緊急時対策所用発電機 (約 19.2kL) ・可搬型大型送水ポンプ車 1台 (約 12.5kL)	代替非常用発電機の最大負荷/給電容量	

※1：有効性評価において外部電源喪失を想定していないが、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動したことを考慮する。

□ は、各資源の必要量(負荷)が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□ は全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮し、代替非常用発電機による電源供給に期待する場合の最大値を、□ は全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮せず、ディーゼル発電機による電源供給に期待する場合の最大値を示す。



表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (2/2)

事故シナリオ	水源			燃料	電源
	炉心への注水 (有効水量/枯渇時間)	蒸気発生器への注水 (有効水量/枯渇時間)	原子炉格納容器への注水 (有効水量/枯渇時間)		
7.1.2 全交流動力電源喪失 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失	1,700m <sup>3</sup> /約58.8時間 ・燃料取替用水ピット (代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水)	570m <sup>3</sup> /約7.4時間 ・補助給水ピット (タービン動補給水ポンプ)	—	約182.3kl/約590kl ・代替非常用発電機 (約138.1kl) ・緊急時対策所用発電機 (約19.2kl) ・可搬型大型送水ポンプ車 2台 (約25.0kl)	代替非常用発電機の最大負荷/給電容量  約1,645kW*1 / 2,760kW
	—	—	1,700m <sup>3</sup> /約12.9時間 ・燃料取替用水ピット (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)	約182.3kl/約590kl ・代替非常用発電機 (約138.1kl) ・緊急時対策所用発電機 (約19.2kl) ・可搬型大型送水ポンプ車 2台 (約25.0kl)	約540kW / 2,760kW
7.2.1.1 格納容器過圧破損 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	1,700m <sup>3</sup> /約15.7時間 ・燃料取替用水ピット (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)	約182.3kl/約590kl ・代替非常用発電機 (約138.1kl) ・緊急時対策所用発電機 (約19.2kl) ・可搬型大型送水ポンプ車 2台 (約25.0kl)	約540kW / 2,760kW
	7.2.1.2 格納容器過温破損 7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱	—	—	1,700m <sup>3</sup> /約59.6時間 ・燃料取替用水ピット (代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水)	約182.3kl/約590kl ・代替非常用発電機 (約138.1kl) ・緊急時対策所用発電機 (約19.2kl) ・可搬型大型送水ポンプ車 2台 (約25.0kl)

全交流動力電源喪失を想定

※1: 直流電源については、電源負荷の制限 (後備蓄電池の投入を含む。) により 24 時間電源供給が可能である。以降は、他の事故シナリオグループ等も含めて交流電源により供給可能である。

□ は、各資源の必要量 (負荷) が最大のもを示す。ただし、燃料評価においては、□ は全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮し、代替非常用発電機による電源供給に期待する場合の最大値を、□ は全交流動力電源喪失の発生又は重量を考慮せず、ディーゼル発電機による電源供給に期待する。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE8 r. 3. 7
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

付録1 事故シーケンスグループ及び  
重要事故シーケンス等の選定について

令和5年6月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉  
事故シーケンスグループ及び  
重要事故シーケンス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について
  - 1.1 事故シーケンスグループの分析について
    - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理
    - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
  - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
  - 1.3 重要事故シーケンスの選定について
    - 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方
    - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について
  - 2.1 格納容器破損モードの分析について
    - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出，整理
    - 2.1.2 内部事象レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討
  - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
    - 2.2.1 評価対象とするPDSの選定
    - 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果
    - 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性
    - 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策
3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について
  - 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について
    - 3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出，整理
    - 3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
  - 3.2 重要事故シーケンスの選定について
    - 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方
    - 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果
4. 事故シーケンスグループ，重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて

## 表

第1-1表	PRAの対象とした主な設備・系統
第1-2表	内部事象運転時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
第1-3表	地震レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
第1-4表	津波高さ別の発生頻度
第1-5表	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス
第1-6表	PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
第1-7表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波PRA）
第1-8表	重要事故シーケンスの選定について
第2-1表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度
第2-2表	プラント損傷状態（PDS）の定義
第2-3表	評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
第2-4表	格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について
第3-1表	内部事象停止時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
第3-2表	運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第3-3表	重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について

## 図

第1-1図	事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
第1-2図	内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー
第1-3図	地震レベル1 PRA階層イベントツリー
第1-4図	地震レベル1 PRAイベントツリー（過渡分類イベントツリー）
第1-5図	津波レベル1 PRAイベントツリー
第1-6図	プラント全体の炉心損傷頻度
第1-7図	事故シーケンスグループ別の寄与割合
第2-1図	格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
第2-2図	シビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード
第2-3図	格納容器イベントツリー（CET）
第2-4図	内部事象運転時レベル1.5 PRAの定量化結果（格納容器破損モード別の寄与割合）
第3-1図	運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
第3-2図	定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
第3-3図	POSの分類及び定期事業者検査工程
第3-4図	内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー
第3-5図	起因事象別の寄与割合
第3-6図	事故シーケンスグループ別の寄与割合

## 別紙

- 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について
- 別紙2 外部事象に特有の事故シーケンスについて
- 別紙3 諸外国の重大事故等対策に係る設備例について
- 別紙4 事故（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムLOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて
- 別紙5 泊3号炉 PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況
- 別紙6 地震PRA，津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策等について
- 別紙7 津波レベル1 PRAにおける防潮堤の耐性評価結果について
- 別紙8 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
- 別紙9 gモード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に係る追加要否の検討について
- 別紙10  $\beta$ モード（格納容器隔離失敗）の想定について
- 別紙11  $\alpha$ モード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の格納容器破損モードからの除外理由について
- 別紙12 ライナーアタックについて
- 別紙13 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）
- 別紙14 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性について
- 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について
- 別紙16 「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

## 別添

- 泊発電所3号炉 確率論的リスク評価（PRA）について

はじめに

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下「解釈」という。）に基づき、重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5PRA（出力運転時）を実施してきており、これらの PRA 手法を今回も適用した。また、外部事象としては現段階で PRA 手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA を対象とし、これらの外部事象 PRA から抽出される建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

また、PRA が適用可能でないと判断した外部事象については、事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。

今回実施する PRA の目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM 策」という。）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 PRA モデルを構築した。

なお、今回の PRA の実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。

#### < 今回の PRA の対象 >

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対象施設	対象	期待する <sup>※1</sup>
AM 策	対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待する
緊急安全対策	対象外	期待しない
重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない

※1 地震及び津波の PRA については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。

今回実施した PRA の詳細については「別添 泊発電所 3 号炉 確率論的リスク評価 (PRA) について」に示す。

## 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第 1-1 図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。

### 【概要】

- ① 内部事象 PRA，外部事象 PRA（適用可能なものとして地震，津波を選定）及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。
- ③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。
- ④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。



## 1.1 事故シーケンスグループの分析について

解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。

### 1-1

#### (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

##### ② PWR

- ・ 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（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

#### (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない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が抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「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」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを実施し、事故シーケンスグループを評価した。

また、PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については、定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。

なお、当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、原則としてAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取

得済の設備にのみ期待できる条件で PRA モデルを構築し，内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震，津波それぞれのレベル 1 PRA について評価を実施した。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を 1.1.1 に示す。

### 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出，整理

#### (1) PRA に基づく整理

内部事象レベル1 PRA では，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し，第1-2図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。PRA の対象とした泊発電所3号炉の主な設備系統を第1-1表に示す。また，選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2表に示す。

外部事象に関しては，PRA が適用可能な事象として地震レベル1 PRA 及び津波レベル1 PRA を実施し，内部事象と同様にイベントツリー分析を行い，炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3図に地震PRAの階層イベントツリーを，第1-4図に地震PRAのイベントツリーを，第1-5図に津波PRAのイベントツリーを示す。地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に，津波高さとは発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。

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，起因事象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様である。また，地震レベル1 PRA 及び津波レベル1 PRA では，内部事象レベル1 PRA では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や建屋・構築物等の大規模な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扱っている。

各PRAにより抽出した事故シーケンスを第1-5表に，評価結果を第1-6図及び第1-7図に示す。

#### (2) PRA に代わる検討に基づく整理

PRA の適用が困難な地震，津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では，外部電源喪失や主給水流量喪失等の起因事象の発生が想定される。また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，人為事象等において想定される事象は，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ため，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。（別紙1）

### 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

今回実施したレベル1 PRA により抽出した各事故シーケンス（第1-5表参照）を炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と，解釈1-1(a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係，解釈1-2に示されている要件との関係等を第1-6表に整理した。また，整理の内容を1.1.2.1～1.1.2.3に示す。

#### 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

今回実施したレベル1 PRA により抽出した各事故シーケンス（第 1-5 表参照）について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の (a) ~ (h) 及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、炉心損傷に至る主要因の観点で、(a) ~ (h) は、解釈 1 - 1 (a) の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。

##### (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

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、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを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」に分類する。

##### (b) 全交流動力電源喪失

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、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。

##### (c) 原子炉補機冷却機能喪失

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、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に分類する。

##### (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA 事象の発生後、原子炉容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、格納容器スプレイ注入及び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し、炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを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」に分類する。

##### (e) 原子炉停止機能喪失

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、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。

(f) ECCS 注水機能喪失

LOCA 事象の発生後、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入による ECCS 注水に失敗することによって、短期の 1 次冷却系保有水の回復に失敗し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に分類する。

(g) ECCS 再循環機能喪失

LOCA 事象の発生後、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の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に分類する。

(h) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

インターフェイスシステム LOCA の発生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することにより、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炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）」に分類する。

1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

今回実施したレベル 1 PRA により抽出した各事故シーケンス（第 1-5 表参照）のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈 1-1 (a) の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、地震・津波特有の事象として以下の事故シーケンスを抽出した。

### (1) 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

大規模な地震では、複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで、制御できない大規模な LOCA が発生する可能性がある。大規模な地震において複数の蒸気発生器伝熱管の破損が発生した場合であっても、破損の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の蒸気発生器伝熱管の破損の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、破損の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

### (2) 原子炉建屋損傷

大規模な地震では、原子炉建屋が損傷することで、原子炉建屋内のすべての機器、配管の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

### (3) 原子炉格納容器損傷

大規模な地震では、原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉格納容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

#### (4) 原子炉補助建屋損傷

大規模な地震では、原子炉補助建屋が損傷することで、非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失又は、中央制御室損傷による運転コンソール等の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉補助建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、代替電源の接続及び供給ができない状況で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失が発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉補助建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

#### (5) 複数の信号系損傷

大規模な地震では、運転コンソール等が損傷することで、複数の信号系が損傷する可能性がある。大規模な地震において複数の信号系損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、各種制御が不能となり補助給水量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能による2次冷却系からの除熱機能喪失が発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の複数の信号系損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

#### (6) 複数の安全機能喪失

大規模な津波では、敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失する可能性がある。大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の安全機能喪失が発生した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な津波発生後の緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

上記の事故シーケンスについて、解釈に従い、有効性評価における想定の可否を炉心損傷頻度、影響度等の観点から分析した。

#### ① 炉心損傷頻度の観点

(1)～(5)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結するほどの損傷に至らない場合も含んでいる。別紙2のとおり、これらの事故シーケンスは評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それ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る。これらを整理すると以下ようになる。

- a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。
- b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。
- c) 緩和機能の有無にかかわらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。

a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(5)の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い値になると推定される。また、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、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震 PRAの精度を上げることが望ましいと考える。

また、(6)の事故シーケンスについては、津波 PRA から抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  / 炉年であり、全炉心損傷頻度に対して 0.1%程度と小さい寄与となっているが、この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さが T.P. 16.5m を超える津波の発生頻度と同じとしており、T.P. 16.5m の津波により敷地内及び建屋内へ浸水することで複数の安全機能が喪失し、保守的に炉心損傷に直結する事象としているため、各建屋の止水対策の効果を取り込むこと等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】



## ② 影響度（事象の厳しさ）の観点

(1)～(5)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、2次冷却系からの除熱機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

また、(6)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、敷地内及び建屋内への浸水の程度によって事象の厳しさには幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

## ③ 炉心損傷防止対策の観点

現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結として整理している(1)～(5)の各事故シーケンスについて、炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(5)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。

また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。

損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

上記のように、(1)～(5)の各事故シーケンスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスグループについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして事故シーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような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で対応するべきものとする。

また、(6)の事故シーケンスについても、敷地内及び建屋内への浸水の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ、損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

以上の検討を踏まえ、(1)～(6)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(6)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して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、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。

また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものとする。

津波による敷地内及び建屋内への浸水についても、複数の安全機能がすべて喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、使用可能な設備によって炉心損傷防止を試みることが可能であるものとする。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

#### 1.1.2.3 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理

内的事象レベル1 PRA、PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1 PRA を実施し、地震、津波以外の外部事象については PRA に代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

したがって、泊発電所3号炉の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。

1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

整理の結果は以下のとおり。

○解釈1-2(a)に分類され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
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・原子炉停止機能喪失
- ・ECCS注水機能喪失
- ・ECCS再循環機能喪失

○解釈1-2(b)に分類される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
- ・格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

## 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。

解釈1-2(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。

一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスが存在する。具体的には以下の「6」

つの事故シーケンスが該当する。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

なお、国内外の先進的な対策と泊発電所 3 号炉の対策の比較を別紙 3 に示す。

①原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

②1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

③大破断 LOCA+低圧注入失敗

④大破断 LOCA+蓄圧注入失敗

⑤中破断 LOCA+蓄圧注入失敗

⑥大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

①の事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能喪失発生時に補助給水系による2次冷却系からの冷却ができなければ、炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、2次冷却系からの除熱機能について、原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。

②の事故シーケンスは、過渡事象時に炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されることで補助給水系による2次冷却系からの除熱が不能となる事象であり、1次冷却材を循環させなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、炉内構造物の損傷時に1次冷却材の循環が可能となる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

③～⑥の事故シーケンスは、原子炉容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、LOCA後に十分な注水ができなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、これらの事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。

以上より、①～⑥の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。

①～⑥の事故シーケンスについても、フィードアンドブリードや原子炉への注水

の継続等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照）。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

なお、第 1-7 表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約 99.5%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

### 1.3 重要事故シーケンスの選定について

#### 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

##### (1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理

設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては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いる。重要事故シーケンスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シーケンスグループごとに、事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。

##### 【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。
- d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

##### a. 共通原因故障、系統間の機能の依存性の観点

本 PRA では、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。

このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらの事故シーケンスについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。

系統間の機能の依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2つのフロントライン系（原子炉容器への注水等、事故時の基本的な安全機能を直接果たす系統）に共通のサポート系（電源等、フロントライン系の機能維持をサポートする系統）が機能喪失し、それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。

また、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第 1-8 表中「中」で記載）。

**【例：原子炉補機冷却機能喪失】**

原子炉補機冷却機能の喪失時には、補機冷却水が必要な機器（ECCS 系ポンプ）を使用できないものとして考慮。

**b. 余裕時間の観点**

炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。

**【例 1：ECCS 再循環機能喪失】**

破断口径が大きい方が、1次冷却材の系外への流出量が多くなるため、炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。

**【例 2：原子炉格納容器の除熱機能喪失】**

格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いいため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。

**c. 設備容量の観点**

炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等、設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。

**【例：ECCS 注水機能喪失】**

破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（1次冷却系への注水量）が大きくなる。

**d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点**

当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が高く、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。

**【例：原子炉補機冷却機能喪失】**

「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」については炉心損傷頻度の寄与割合が最も支配的であり、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せである。

今回の内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA 及び津波レベル1 PRA の結果のうち、事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各 PRA は扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いることの可否（比較可能性）については、PRA の結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさや PRA 間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。

- 今回抽出された事故シーケンスについては、第1-8表に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象としたすべての事故シーケンスに対して、おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象としたすべての事故シーケンスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。
- 着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いているが、結果的にいずれの事故シーケンスグループについても、重要事故シーケンス選定の理由としていない。

### 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、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、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。選定理由及び選定結果の詳細については第1-8表に示す。

#### (1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

##### ① 重要事故シーケンス

「主給水流量喪失+補助給水失敗」

##### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・フィードアンドブリード

### ③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「主給水流量喪失+補助給水失敗」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）として選定する。

重要事故シーケンスとしては、1 次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、運転員操作（フィードアンドブリード）開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量（加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ）の観点で厳しい事象を選定する必要がある。

1 次冷却材温度については、「過渡事象」及び「手動停止」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの③, ④）では、事象発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「2 次冷却系の破断」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの⑥, ⑦）では、2 次側からの破断流が放出されることで 1 次冷却系の除熱が促進される。

また、1 次冷却材圧力については、「小破断 LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①, ⑧）では、自動で非常用炉心冷却設備作動信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い 1 次冷却系の減圧が促進される。

これに対して、「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②, ⑤）は、主給水が全喪失することで、1 次冷却系が早期に高温及び高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。

以上から、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早く、除熱の観点でより厳しい事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①, ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦, ⑧）に対して包絡性を有している。

## (2) 全交流動力電源喪失

### ① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」

「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」

### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・ 2 次冷却系強制冷却+代替非常用発電機+代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

### ③ 選定理由



抽出された事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）が 1 つであることからこれを選定した。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 シールからの漏えいについては、不確かさが伴うことから、RCPシール LOCA の発生の有無を考慮する。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

### (3) 原子炉補機冷却機能喪失

#### ① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」

#### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・ 2 次冷却系強制冷却＋代替非常用発電機＋代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

#### ③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）として選定する。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」時に従属して発生することから、事象進展は同じであるため、重要事故シーケンスとしては、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」を選定する。

共通原因故障、系統間依存性の観点から、原子炉補機冷却機能喪失により補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCP シール LOCA」と「加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA」では「RCP シール LOCA」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）の方が、気相部放出である「加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA」よりも 1 次冷却材の流出量が多いため、保有水確保操作（2 次冷却系強制冷却、炉心注水準備）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しく、炉心損傷防止対策に差異がないことから、RCPシール LOCA を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）に対して包絡性を有している。

### (4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

① 重要事故シーケンス

「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・格納容器内自然対流冷却

③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より, 「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）として選定する。

「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では, 「格納容器スプレイ注入失敗」時の方（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①, ③, ⑤）が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除熱量が小さくなり, 原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため, 運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく, 破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備容量の観点では, 破断口径が大きい「大破断 LOCA」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①, ②）が最も厳しい事象である。以上から, 本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため, 起因事象発生後の事象進展が早く, 要求される設備容量の観点でより厳しい事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～⑥）に対して包絡性を有している。

(5) 原子炉停止機能喪失

① 重要事故シーケンス

「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」

「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）

③ 選定理由

抽出された事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）が 1 つであることからこれを選定し, 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, より多くの機能に期待する必要がある, 原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」を選定する。また, 圧力評価として最も厳しくなる事象である「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」も起因事象として選定する。

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+原子炉トリップ失敗」（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）

のみである。原子炉トリップが必要な起因事象としては、イベントツリーに「ATWS」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える（別紙4）。

「主給水流量喪失」は蒸気発生器2次側保有水量の減少により2次冷却系による除熱が悪化する事象である。主蒸気が継続して流れるため、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により出力抑制を図るとともに、蒸気発生器2次側保有水量を確保するため補助給水ポンプを起動させる。「主給水流量喪失」以外の事象においては、事象発生に伴いタービントリップが作動するため、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）のうち、補助給水ポンプの起動のみに期待するか、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）に期待しない事象である。したがって、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、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「負荷の喪失」は圧力評価として最も厳しくなる事象であることから、有効性評価における不確実さも考慮し、代表性の観点から「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」も選定する。以上から、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは炉心損傷防止対策には差異がないため、炉心損傷防止対策のうちより多くの機能に期待する必要がある、かつ原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しい事象として選定した「主給水流量喪失」を含む重要事故シーケンスと、圧力の観点で厳しい事象として選定した「負荷の喪失」を含む重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

#### (6) ECCS 注水機能喪失

##### ① 重要事故シーケンス

「中破断 LOCA+高圧注入失敗」

##### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・2次冷却系強制冷却+低圧注入

##### ③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの①）として選定した。

LOCA 事象に関しては、破断口径が大きい「中破断 LOCA」（第1-8表の本事故シーケンスグループの①）が1次冷却材の流出流量が多いため、運転員操作（2次冷却系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び

蓄圧注入)の観点で厳しい。したがって、配管破断口径が大きい事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②)に対して包絡性を有している。なお、破断口径によって2次冷却系強制冷却及び蓄圧注入のタイミングに影響を及ぼし炉心露出の状況が異なること、破断口径に不確実さが伴うことから、炉心損傷防止対策が有効な範囲を確認するため、2インチ破断、4インチ破断及び6インチ破断の評価を実施する。

(7) ECCS 再循環機能喪失

① 重要事故シーケンス

「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」

② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・代替再循環

③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を重要事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)として選定した。

破断口径が大きい「大破断 LOCA」を含む事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)が1次冷却材の流出流量が多く、再循環切替までの時間が短いことから、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作(格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環)の余裕時間及び要求される設備容量(再循環流量)の観点で厳しくなる。

また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を含む事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの②, ③)を起因とする事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策として、2次冷却系強制冷却により1次冷却材を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある(本対策の有効性確認については、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次冷却系強制冷却+低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる)。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。

以上から、より厳しい「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」(第1-8表の本事故シーケンスグループの①)の対策を評価することで、その他の事故シーケンスについては包絡することができる。

(8) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

① 重要事故シーケンス

「インターフェイスシステム LOCA」

「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・クールダウンアンドリサーキュレーション

③ 選定理由

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、それぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

なお、各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等防止対策の整備状況等をおおむね確認した。（別紙5）

また、各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した。（別紙6）

第 1-1 表 PRA の対象とした主な設備・系統

系統設備	概要
原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 48 体
蓄圧注入系	蓄圧タンク 3 基 容量 約 41m <sup>3</sup> /基
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2 台 ポンプ容量 約 280m <sup>3</sup> /h/台
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2 台 ポンプ容量 約 850m <sup>3</sup> /h/台
補助給水設備	タービン動補助給水ポンプ 1 台 ポンプ容量 約 115m <sup>3</sup> /h/台 電動補助給水ポンプ 2 台 ポンプ容量 約 90m <sup>3</sup> /h/台
ディーゼル発電機	発電機 2 台 発電容量 約 7000kVA/台
直流電源設備	非常用蓄電池 2 組 容量 約 2400Ah/組 常用蓄電池 2 組 容量 約 2000Ah/組
原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4 台 ポンプ容量 約 1400m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4 台 ポンプ容量 約 1700m <sup>3</sup> /h/台
原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ 2 台 ポンプ容量 約 940m <sup>3</sup> /h/台

第1-2表 内部事象運転時レベル1 PRA における起回事象と発生頻度

区分	起回事象グループ	発生頻度 (/炉年)	備考
過渡事象	過渡事象	$9.7 \times 10^{-2}$	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。
	主給水流量喪失	$1.1 \times 10^{-2}$	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
	2次冷却系の破断	$4.3 \times 10^{-4}$	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。
LOCA	ATWS	$1.2 \times 10^{-8}$	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象
	大破断LOCA	$2.2 \times 10^{-5}$	原子炉冷却材圧力バウンダリの破断による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主配管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。
	中破断LOCA	$6.8 \times 10^{-5}$	原子炉冷却材圧力バウンダリの破断による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。
	小破断LOCA	$2.2 \times 10^{-4}$	原子炉冷却材圧力バウンダリの破断による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。
	原子炉補機冷却機能喪失	$2.0 \times 10^{-4}$	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールドLOCAの発生を考慮している。
従属性を有する起回事象	外部電源喪失	$4.8 \times 10^{-3}$	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。
手動停止	手動停止	$2.3 \times 10^{-1}$	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。
ISLOCA	インターフェイスシステムLOCA	$3.0 \times 10^{-11}$	1次冷却系と余熱除去系の間の隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象
	蒸気発生器伝熱管破断	$2.4 \times 10^{-3}$	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。

第 1-3 表 地震レベル 1 PRA における起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度 [／年]
格納容器バイパス	$9.8 \times 10^{-8}$
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	$3.5 \times 10^{-7}$
原子炉建屋損傷	$4.7 \times 10^{-8}$
原子炉格納容器損傷	$1.8 \times 10^{-8}$
原子炉補助建屋損傷	$\epsilon$
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	$1.2 \times 10^{-8}$
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	$3.0 \times 10^{-8}$
複数の信号系損傷	$1.2 \times 10^{-7}$
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	$1.1 \times 10^{-7}$
大破断 LOCA	$2.5 \times 10^{-7}$
中破断 LOCA	$7.4 \times 10^{-7}$
小破断 LOCA	$3.3 \times 10^{-7}$
2 次冷却系の破断	$9.6 \times 10^{-9}$
原子炉補機冷却機能喪失	$5.0 \times 10^{-8}$
外部電源喪失	$3.2 \times 10^{-4}$
主給水流量喪失	$4.0 \times 10^{-4}$
ATWS	$9.3 \times 10^{-11}$

$\epsilon$  : 1.0E-15 未満

第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度

津波分類	津波高さ	発生頻度 (／年)
A	T. P. 16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】



第 1-5 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス

起回事象	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケ ンス No.
大破断 LOCA	大破断 LOCA+ 低圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	(1)
	大破断 LOCA+ 低圧再循環失敗+ 高圧再循環失敗	○	○	—	(2)
	大破断 LOCA+ 低圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	(3)
	大破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗	○	○	—	(4)
	大破断 LOCA+ 低圧注入失敗	○	○	—	(5)
中破断 LOCA	中破断 LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	(6)
	中破断 LOCA+ 高圧再循環失敗	○	○	—	(7)
	中破断 LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	(8)
	中破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗	○	○	—	(9)
	中破断 LOCA+ 高圧注入失敗	○	○	—	(10)
小破断 LOCA	小破断 LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	(11)
	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗	○	○	—	(12)
	小破断 LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	(13)
	小破断 LOCA+ 高圧注入失敗	○	○	—	(14)
	小破断 LOCA+ 補助給水失敗	○	○	—	(15)
インターフェイスシステム LOCA	インターフェイスシステム LOCA	○	—	—	(16)
主給水流量喪失	主給水流量喪失+ 補助給水失敗	○	○	—	(17)
外部電源喪失	外部電源喪失+ 補助給水失敗	○	○	—	(18)
	外部電源喪失+ 非常用所内交流電源喪失	○	○	—	(19)
ATWS	原子炉トリップが必要な起回事象+ 原子炉トリップ失敗	○	○	—	(20)
2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断+ 補助給水失敗	○	○	—	(21)
	2 次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗	○	○	—	(22)
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+ 破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	—	—	(23)
	蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗	○	—	—	(24)
過渡事象	過渡事象+ 補助給水失敗	○	—	—	(25)
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+ RCP シール LOCA	○	○	—	(26)
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	○	○	—	(27)
	原子炉補機冷却機能喪失+ 補助給水失敗	○	○	—	(28)
手動停止	手動停止+ 補助給水失敗	○	—	—	(29)
地震、津波により直接的に炉心損傷に至る事象	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	—	○	—	(30)
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	○	—	(31)
	原子炉建屋損傷	—	○	—	(32)
	原子炉格納容器損傷	—	○	—	(33)
	原子炉補助建屋損傷	—	○	—	(34)
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	—	○	—	(26)
	1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	—	○	—	(35)
	複数の信号系損傷	—	○	—	(36)
	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	—	○	—	(20)
	複数の安全機能喪失	—	—	○	(37)

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

第1-6表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオの検討

シーク ランス No.	事故シナリオ	事故シナリオ別の炉心損傷頻度(／炉年)			炉心損傷 頻度に対する 割合	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 炉心損傷頻度 (／炉年)	全炉心損傷 頻度に対する 割合	解釈I-1(a)の 事故シナリオ グループ	規則 解釈				
		内部事象	地震	津波							合計			
1	小破断LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	4.2E-08	-	5.2E-08	<0.1%	2.1E-05	9.0%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	1-2(a)				
	主給水流量喪失+補助給水失敗	6.2E-07	5.1E-08	-	6.7E-07	0.3%								
	過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	-	-	5.4E-06	2.4%								
	手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	-	-	1.3E-05	5.6%								
	外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	3.0E-08	-	1.6E-07	0.1%								
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	5.7E-09	-	1.2E-06	0.5%								
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.0E-09	-	1.1E-09	<0.1%								
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.1E-07	-	-	1.1E-07	<0.1%								
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	-	3.0E-08	-	3.0E-08	<0.1%								
	2	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	3.5E-06	8.3E-07	-	4.3E-06					1.9%	4.3E-06	1.9%	全交流動力電源喪失
3	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールドLOCA	2.0E-04	2.6E-08	-	2.0E-04	87.2%	2.0E-04	87.6%	原子炉補機冷却機能 喪失	1-2(a)				
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	1.1E-10	-	9.0E-07	0.4%								
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	1.1E-08	6.2E-10	-	1.2E-08	<0.1%								
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	3.0E-13	-	5.9E-13	<0.1%								
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	ε	-	6.2E-12	<0.1%								
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	3.4E-09	-	1.2E-08	<0.1%								
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	2.0E-10	-	1.1E-08	<0.1%								
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	1.9E-09	-	2.9E-08	<0.1%								
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	7.9E-11	-	3.6E-08	<0.1%								
	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.1E-07	-	1.2E-07	0.1%								
4	大破断LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	1.7E-07	-	1.7E-07	0.1%	1.2E-07	0.1%	原子炉停止機能喪失	1-2(a)				
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	6.0E-11	-	9.4E-09	<0.1%								
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	2.0E-13	-	2.5E-11	<0.1%								
	中破断LOCA+高圧注入失敗	3.5E-08	2.6E-07	-	2.9E-07	0.1%								
	小破断LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	1.0E-07	-	1.4E-06	0.6%								
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	-	3.5E-07	-	3.5E-07	0.2%								
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	6.9E-09	-	2.3E-08	<0.1%								
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	5.3E-08	1.3E-08	-	6.6E-08	<0.1%								
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-07	7.3E-09	-	1.8E-07	0.1%								
	インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	-	-	3.0E-11	<0.1%								
5	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.8E-07	-	-	2.8E-07	0.1%	2.7E-07	0.1%	ECCS再循環機能喪失	1-2(a)				
	原子炉建屋損傷*	-	4.7E-08	-	4.7E-08	<0.1%								
	原子炉格納容器損傷*	-	1.8E-08	-	1.8E-08	<0.1%								
	原子炉補助建屋損傷*	-	ε	-	ε	<0.1%								
	複数の信号系損傷*	-	1.2E-07	-	1.2E-07	0.1%								
	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)*	-	9.8E-08	-	9.8E-08	<0.1%								
	複数の安全機能喪失*	-	2.9E-07	-	2.9E-07	0.1%								
	合計	2.3E-04	2.1E-06	2.9E-07	2.3E-04	-					2.3E-04	-	該当なし	-

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シナリオと直接的に対応しないもの。

※1：解釈I-1(a)の必ず想定する事故シナリオに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加する事故シナリオとしないこととしたシナリオ。

ε：1.0E-15未満

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

第1-7表 事故シークエンス別炉心損傷頻度 (内部事象, 地震, 津波 PRA)

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シークエンス別の炉心損傷頻度 (1/炉年)				全炉心損傷頻度に対する割合	グループ別炉心損傷頻度 (1/炉年)	全炉心損傷頻度に対する割合	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
			1.0E-08	4.2E-08	5.2E-08	<0.1%				
1	小破断LOCA + 補助給水失敗	対応する主要な炉心損傷防止対策 フリード アンド ブリード	1.0E-08	4.2E-08	5.2E-08	<0.1%	9.0%	2.1E-05		
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗		6.2E-07	5.1E-08	6.7E-07	0.3%				
	過渡事象 + 補助給水失敗		5.4E-06	-	5.4E-06	2.4%				
	手動停止 + 補助給水失敗		1.3E-05	-	1.3E-05	5.6%				
	2次冷却系からの破断 + 補助給水失敗		1.3E-07	3.0E-08	1.6E-07	0.1%				
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗		1.2E-06	5.7E-09	1.2E-06	0.5%				
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗		7.7E-11	1.0E-09	1.1E-09	<0.1%				
	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗		1.1E-07	-	1.1E-07	<0.1%				
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失		-	3.0E-08	3.0E-08	<0.1%				
	2		外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 + 代替格納容器スプレイポンプ + 代替格納容器スプレイポンプ	3.5E-06	8.3E-07				
3	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA	2.0E-04	2.6E-08	2.0E-04	87.2%	2.0E-04	87.2%	全炉心損傷頻度の約99.5%を炉心損傷防止対策でカバー	
	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	9.0E-07	1.1E-10	9.0E-07	0.4%	2.0E-04	87.2%		
4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失 + 補助給水失敗	1.1E-08	6.2E-10	1.2E-08	<0.1%	8.8E-08	<0.1%		
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	3.0E-13	5.9E-13	<0.1%					
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	ε	6.2E-12	<0.1%					
	中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	3.4E-09	1.2E-08	<0.1%					
	中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	2.0E-10	1.1E-08	<0.1%					
	小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	1.9E-09	2.9E-08	<0.1%					
5	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	3.6E-08	7.9E-11	3.6E-08	<0.1%	1.2E-07	0.1%		
	大破断LOCA + 低圧注入失敗	1.2E-08	1.1E-07	1.2E-07	0.1%					
6	ECCS注水機能喪失	大破断LOCA + 低圧注入失敗	2.9E-09	1.7E-07	1.7E-07	0.1%	2.2E-06	1.0%		
	中破断LOCA + 蓄圧注入失敗	9.4E-09	6.0E-11	9.4E-09	<0.1%					
	中破断LOCA + 蓄圧注入失敗	2.5E-11	2.0E-13	2.5E-11	<0.1%					
	中破断LOCA + 高圧注入失敗	3.5E-08	2.6E-07	2.9E-07	0.1%					
	小破断LOCA + 高圧注入失敗	1.3E-06	1.0E-07	1.4E-06	0.6%					
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	-	3.5E-07	3.5E-07	0.2%					
7	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	1.7E-08	6.9E-09	2.3E-08	<0.1%	2.7E-07	0.1%		
	中破断LOCA + 高圧再循環失敗	5.3E-08	1.3E-08	6.6E-08	<0.1%					
	小破断LOCA + 高圧再循環失敗	1.7E-07	7.3E-09	1.8E-07	0.1%					
	インターフェイシスシステムLOCA	3.0E-11	-	3.0E-11	<0.1%					
8	格納容器ハイパス	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.8E-07	-	2.8E-07	0.1%	2.8E-07	0.1%		
	合計	2.3E-04	2.1E-06	2.3E-04	100.0% <sup>**2</sup>					

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

※1：格納容器破損防止対策として、代替格納容器スプレイ (代替格納容器スプレイポンプ) + 格納容器内自然対流冷却 (海水直接通水) 等に期待できる。

※2：100%には第1-6表で除外した事故シークエンスの炉心損傷頻度も含む。

ε：1.0E-15未満

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

第1-8表 重要事故シナリオの選定について (1/4)

事故シナリオグループ	事故シナリオ 重要事故シナリオ (◎は選定)	対応する主要な 炉心損傷防止対策				重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a: 系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表シナリオ)				選定した重要事故シナリオと選定理由
		a	b	c	d	a	b	c	d	
2次冷却系からの 除熱機能喪失	◎ ① 小破断LOCA + 補助給水失敗 ② 主給水流量喪失 + 補助給水失敗 ③ 過渡事象 + 補助給水失敗 ④ 手動停止 + 補助給水失敗 ⑤ 外部電源喪失 + 補助給水失敗 ⑥ 2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 ⑦ 2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 ⑧ 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	① 小破断LOCA + 補助給水失敗	低	低	低	低	<aの観点> 「外部電源喪失」については、常用系機器が機能喪失 となるため「中」とした。また、「小破断LOCA」, 「主給水流量喪失」、「過渡事象」、「手動停止」, 「2次冷却系の破断」及び「蒸気発生器伝熱管破損」 については、系統間機能喪失の依存性が低いことか ら、「低」とした。	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、②の事故 シナリオが最も「高」が多いことか ら、②「主給水流量喪失+補助給水失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。 【重要事故シナリオの包絡性】 【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策 に差異がないため、起因事象発生後の事 象進展が早く、除熱の観点でより厳しい 主給水流量喪失を起因とした②の事故シ ナリオは、①、③、④、⑤、⑥、⑦、 ⑧の事故シナリオに対して包絡性を有 している。		
		② 主給水流量喪失 + 補助給水失敗	低	高	低	低	<bの観点> 「過渡事象」及び「手動停止」については、事故発生 後の一定期間主給水が利用可能であるため「中」と し、「2次冷却系の破断」及び「主蒸気隔離失敗」で は、2次側からの破断が放出されることで、1次冷却 系の除熱が促進されるため「低」とした。			
		③ 過渡事象 + 補助給水失敗	低	中	中	中	<aの観点> 「小破断LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」では、 自動で非常用炉心冷却設備作動信号が発信すること で、高圧注人が開始され、系統外への漏えいに伴い1次冷却 系の減圧が促進されるため「低」とした。			
		④ 手動停止 + 補助給水失敗	低	中	中	高	<bの観点> 「外部電源喪失」及び「外部電源喪失」について は、主給水が全喪失することにより1次冷却系が早期に高 温・高圧状態になる事象であり、特に「主給水流量喪 失」では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点で 蒸気発生器の2次側保水が少なく、除熱の観点で より厳しい事象となる。したがって、「主給水流量喪 失」は除熱の観点でより厳しいことから「高」とし、 「外部電源喪失」は「中」とした。			
		⑤ 外部電源喪失 + 補助給水失敗	中	中	中	低	<cの観点> 余裕時間の短さが前除熱の大きさに関連するため、各 事故シナリオの厳しさの程度は着眼点 b, と同じ とした。			
		⑥ 2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	低	低	低	低	<dの観点> 事故シナリオグループの中で最もCDFの高い事故シ ナリオについて、「高」とした。また、事故シナリオ グループのうち最もCDFの高い事故シナリオについて、 「中」に対して10%以上の事故シナリオについて、「中」 とし、10%未満の事故シナリオについて、「低」と した。			
		⑦ 2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	低	低	低	低				
		⑧ 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	低	低	低	低				

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

第1-8表 重要事故シークエンスの選定について (2/4)

事故シークエンスグループ	事故シークエンス (◎は選定した重要事故シークエンス)	重要事故シークエンスの選定の考え方 備考 (a: 系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表シークエンス)				選定した重要事故シークエンスと選定理由
		a	b	c	d	
全交流動力電源喪失	◎ ①外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	—	—	—	—	【重要事故シークエンスの選定】 「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA」, 「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失」を重要事故シークエンスとして選定。 「原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA」は、「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失」に從属的に発生することから、事象進展は上記事故シークエンスを選定。「原子炉補機冷却機能喪失」時に生じるRCPシールドからの漏えいについては、不確かさが伴うことから、RCPシールドLOCAの発生の有無を考慮する。
	◎ ①原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA	高	高	高	高	【重要事故シークエンスの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シークエンスが最も「高」なことから、 ①「原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA」を重要事故シークエンスとして選定した。 【重要事故シークエンスの包絡性】 事故シークエンスグループには含まれる各事故シークエンスは、炉心損傷防止対策にいたるまでの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しき事象として選定した他の事故シークエンスに対して包絡性を有している。
原子炉補機冷却機能喪失	◎ ①原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA	高	高	高	高	< a の観点 > 抽出された事故シークエンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、すべての着眼点について「—」とした。 < b, c の観点 > 原子炉補機冷却機能喪失により、補機冷却水が必要ないため「高」とした。 < d の観点 > 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断であり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシールドLOCAの方が厳しい事象であるため、RCPシールドLOCAを「高」とし、加圧器逃がし弁/安全弁LOCAを「中」とした。
	◎ ②原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	高	中	中	低	< d の観点 > 事故シークエンスグループの中で最もCDFの高い事故シークエンスについて、「高」とした。また、事故シークエンスグループのうち最もCDFの高い事故シークエンスのCDFに対して10%以上、10%未満の事故シークエンスについて、「中」と「低」とした。

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

第 1-8 表 重要事故シナリオの選定について (3/4)

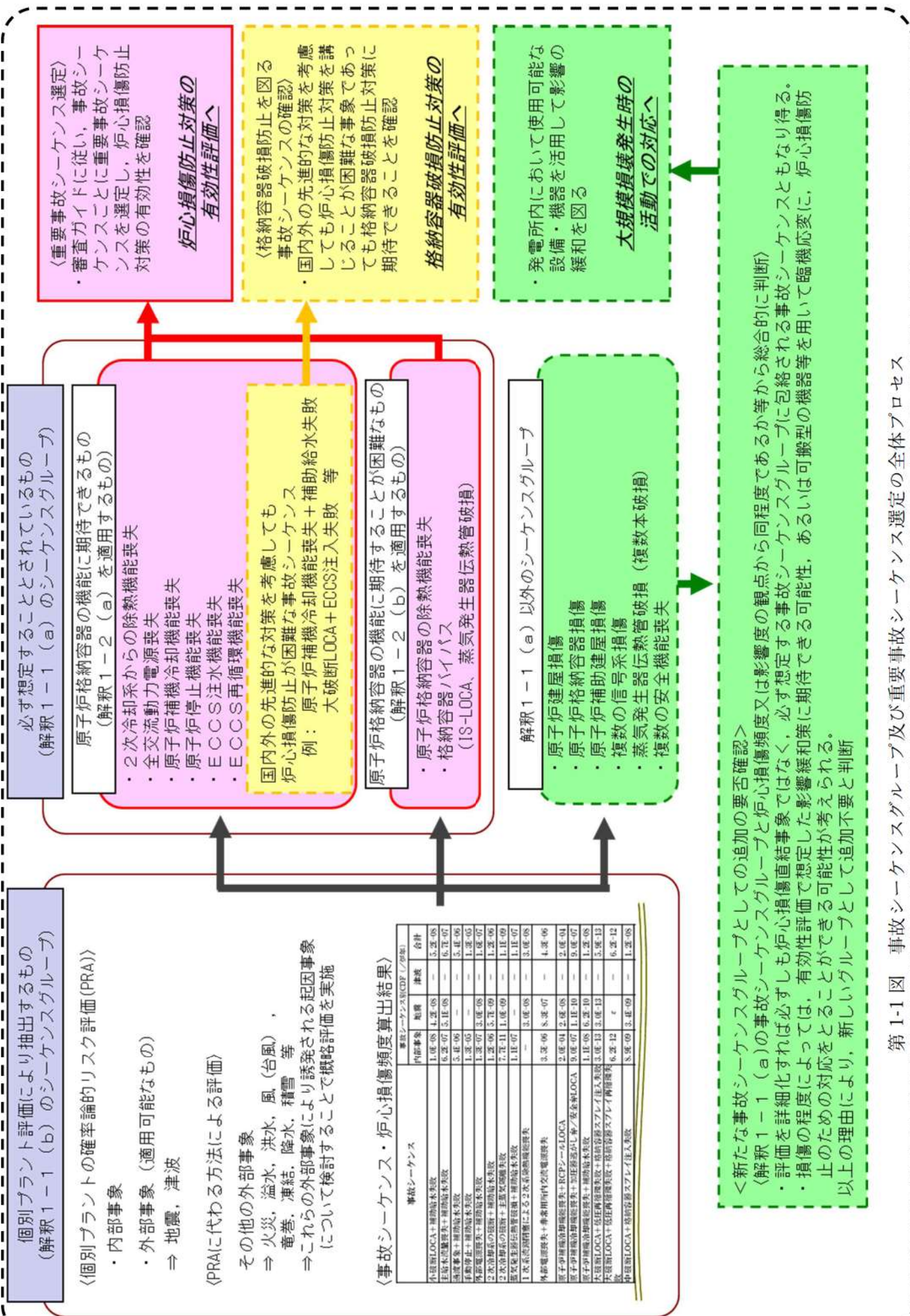
事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a : 系統間機能依存性, b : 余裕時間, c : 設備容量, d : 代表シナリオ)				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
原子炉格納容器 の除熱機能喪失	◎ ① 大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シ ナリオが最も「高」が多いため、①の事故シ ナリオを「大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容 器スプレイ注入失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に 差異がないため、起因事象発生後の事象進 展が早く、要求される設備容量は、②～⑥の より厳しい①の事故シナリオは、②～⑥の 事故シナリオに対して包絡性を有してい る。
	② 大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	高	低	
	③ 中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	中	
	④ 中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	中	中	
	⑤ 小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	低	中	
	⑥ 小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	低	高	
原子炉停止 機能喪失	◎ ① 原子炉トリップが必要な起因事 象 + 原子炉トリップ失敗	共通原因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備)	—	—	—	—	【重要事故シナリオの選定】 「主給水流量喪失 + 原子炉トリップ失敗」 「負荷の喪失 + 原子炉トリップ失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に 差異がないため、原子炉冷却材圧力パワ タリ の健全性確保の観点で厳しく、圧力評 価が厳しい主給水流量喪失及び負荷の喪失 を起因とした事故シナリオは他の事故シ ナリオに対して包絡性を有している。

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

第 1-8 表 重要事故シナリオの選定について (4/4)

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
ECCS注水機能喪失	◎ ①中破断LOCA+高圧注入失敗	2次冷却系強制冷却+低圧注入	低	高	中	中	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シナリオが最も「高」が多いことから、①「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シナリオとして選定した。 【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早く、要求される設備容量の観点より、②の事故シナリオに対して包絡性を有している。
	◎ ②小破断LOCA+高圧注入失敗		低	中	高	高	
ECCS再循環機能喪失	◎ ①大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	代替再循環	低	高	中	中	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シナリオが最も「高」が多いことから、①「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を重要事故シナリオとして選定した。 【重要事故シナリオの包絡性】 左記 d, e を踏まえ、炉心損傷防止対策までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点により、①の他の事故シナリオについては包絡することができ。
	◎ ②中破断LOCA+高圧再循環失敗		低	中	高	高	
	◎ ③小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	高	高	
格納容器パイパス	◎ ①インターフェイスシステムLOCA ◎ ②蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	クールダウンアンダーリザーブレーション	-	-	-	-	①「インターフェイスシステムLOCA」、②蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗」を重要事故シナリオとして選定

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】



個別プラント評価により抽出するもの  
(解釈 1-1 (b) のシーケンスグループ)

〈個別プラントの確率論的リスク評価(PRA)〉

- ・ 内部事象
  - ・ 外部事象 (適用可能なもの)
- ⇒ 地震, 津波

〈PRAに代わる方法による評価〉

その他の外部事象  
⇒ 火災, 洪水, 風 (台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪 等  
⇒ これらの外部事象により誘発される起因事象について検討することで概略評価を実施

〈事故シーケンス・炉心損傷頻度算出結果〉

事故シーケンス	期間	確率	合計
小破損LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	4.2E-08	5.2E-08
圧入LOCA+補助給水失敗	6.2E-07	5.1E-08	6.7E-07
炉心停止+補助給水失敗	1.3E-05	-	3.4E-05
外部電源喪失+補助給水失敗	1.2E-05	3.0E-08	1.2E-05
2次冷却系の故障+補助給水失敗	1.2E-06	3.7E-09	1.2E-06
2次冷却系の故障+主蒸気圧縮機失敗	7.7E-11	1.0E-09	1.1E-09
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.1E-07	-	1.1E-07
1次系冷却回路による2次系冷却機破損	-	3.0E-08	3.0E-08
外部電源喪失+非常用炉内交流電源喪失	3.3E-06	8.3E-07	4.2E-06
原子炉補機冷却機破損+RCPシールドLOCA	2.0E-04	2.0E-08	2.0E-04
原子炉補機冷却機破損+圧入LOCA	9.0E-07	1.1E-10	9.0E-07
原子炉補機冷却機破損+補助給水失敗	1.1E-08	6.2E-10	1.2E-08
大破損LOCA+圧入LOCA	3.0E-13	3.0E-13	5.0E-13
大破損LOCA+圧入LOCA+炉心損傷頻度	6.2E-12	ε	6.2E-12
中破損LOCA+炉心損傷頻度	8.3E-09	3.4E-09	1.2E-08

必ず想定することとされているもの  
(解釈 1-1 (a) のシーケンスグループ)

原子炉格納容器の機能に期待できるもの  
(解釈 1-2 (a) を適用するもの)

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機喪失
- ・ 原子炉停止機喪失
- ・ ECCS注水機能喪失
- ・ ECCS再循環機能喪失

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難な事故シーケンス  
例: 原子炉補機冷却機喪失+補助給水失敗  
大破損LOCA+ECCS注入失敗 等

原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの  
(解釈 1-2 (b) を適用するもの)

- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 格納容器バイパス (IS-LOCA, 蒸気発生器伝熱管破損)

解釈 1-1 (a) 以外のシーケンスグループ

- ・ 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
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)
- ・ 複数の安全機能喪失

〈新たな事故シーケンスグループとしての追加の要否確認〉  
〈解釈 1-1 (a) の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるかから総合的に判断〉  
・ 評価を詳細化すれば必ずしも炉心損傷直結事象ではなく、必ず想定する事故シーケンスグループに包絡される事故シーケンスともなり得る。  
・ 損傷の程度によっては、有効性評価で想定した影響緩和策に期待できる可能性、あるいは可搬型の機器等を用いて臨機応変に、炉心損傷防止のための対応をとることができるとして追加不要と判断  
以上の理由により、新しいグループとして追加不要と判断

〈重要事故シーケンス選定〉  
・ 審査ガイドに従い、事故シーケンスごとに重要な事故シーケンスを選定し、炉心損傷防止対策の有効性を確認  
**炉心損傷防止対策の有効性評価へ**

〈格納容器破損防止を図る事故シーケンスの確認〉  
・ 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じていることが困難な事象であっても格納容器破損防止対策に期待できることを確認  
**格納容器破損防止対策の有効性評価へ**

・ 発電所内において使用可能な設備・機器を活用して影響の緩和を図る  
**大規模損傷発生時の活動での対応へ**

第 1-1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】



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	シーケ ンス No.
							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	(1)
							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	(2)
							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	(3)
							大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(4)
							大破断 LOCA+低圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(5)

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	シーケ ンス No.
						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	(6)
						中破断 LOCA+高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能喪失	(7)
						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	(8)
						中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(9)
						中破断 LOCA+高圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(10)

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	シーケ ンス No.
							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	(11)
							小破断 LOCA+高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能喪失	(12)
							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	(13)
							小破断 LOCA+高圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(14)
							小破断 LOCA+補助給水失敗	2次冷却系からの 除熱機能喪失	(15)
							ATWS のイベントツリーで整理*	ATWS へ	

※ATWS の対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する（別紙4）

第1-2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	シーケンス No.
		インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパス	(16)
		ATWS のイベントツリーで整理※	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	シーケンス No.
			炉心冷却成功	炉心損傷なし	(17)
			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 のイベントツリーで整理※	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	シーケンス No.
				炉心冷却成功	炉心損傷なし	(18)
				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	(19)
				ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

ATWS		事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
		原子炉トリップが必要な起回事象※+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失	(20)

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	シーケンス No.
				炉心冷却成功	炉心損傷なし	(21)
				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	(22)
				ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

※ATWS の対象として考慮する起回事象については、発生頻度等の観点から別途整理する（別紙4）

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)

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	シーケ ンス No.
				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	(23)
				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	(24)
				ATWS のイベントツリーで整理※	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	シーケ ンス No.
			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	(25)
			ATWS のイベントツリーで整理※	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	シーケ ンス No.
					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	(26)
					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	(27)
					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	(28)
					ATWS のイベントツリーで整理※	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	シーケ ンス No.
		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	(29)

※ATWS の対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する（別紙4）

第1-2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	事故シナシス	事故シナシスグループ	シナシスNo.
							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	(21), (22)
							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	(11), (12), (13), (14), (15)
							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	(6), (7), (8), (9), (10)
							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	(1), (2), (3), (4), (5)
							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次系流動閉塞による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ー損傷による原子炉停止機能喪失	—	(30), (32), (33), (34) (26), (35), (36), (20)
							蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	(31)

第 1-3 図 地震レベル 1 PRA 階層イベントツリー

全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	事故シナシス	事故シナシスグループ	シナシスNo.
			内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量喪失」と同じ	主給水流量喪失へ	(17)
			内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「外部電源喪失」と同じ	外部電源喪失へ	(18), (19)
			内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉補機冷却機能喪失」と同じ	原子炉補機冷却機能喪失へ	(26), (27), (28)
			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	(19)

第 1-4 図 地震レベル 1 PRA イベントツリー (過渡分類イベントツリー)

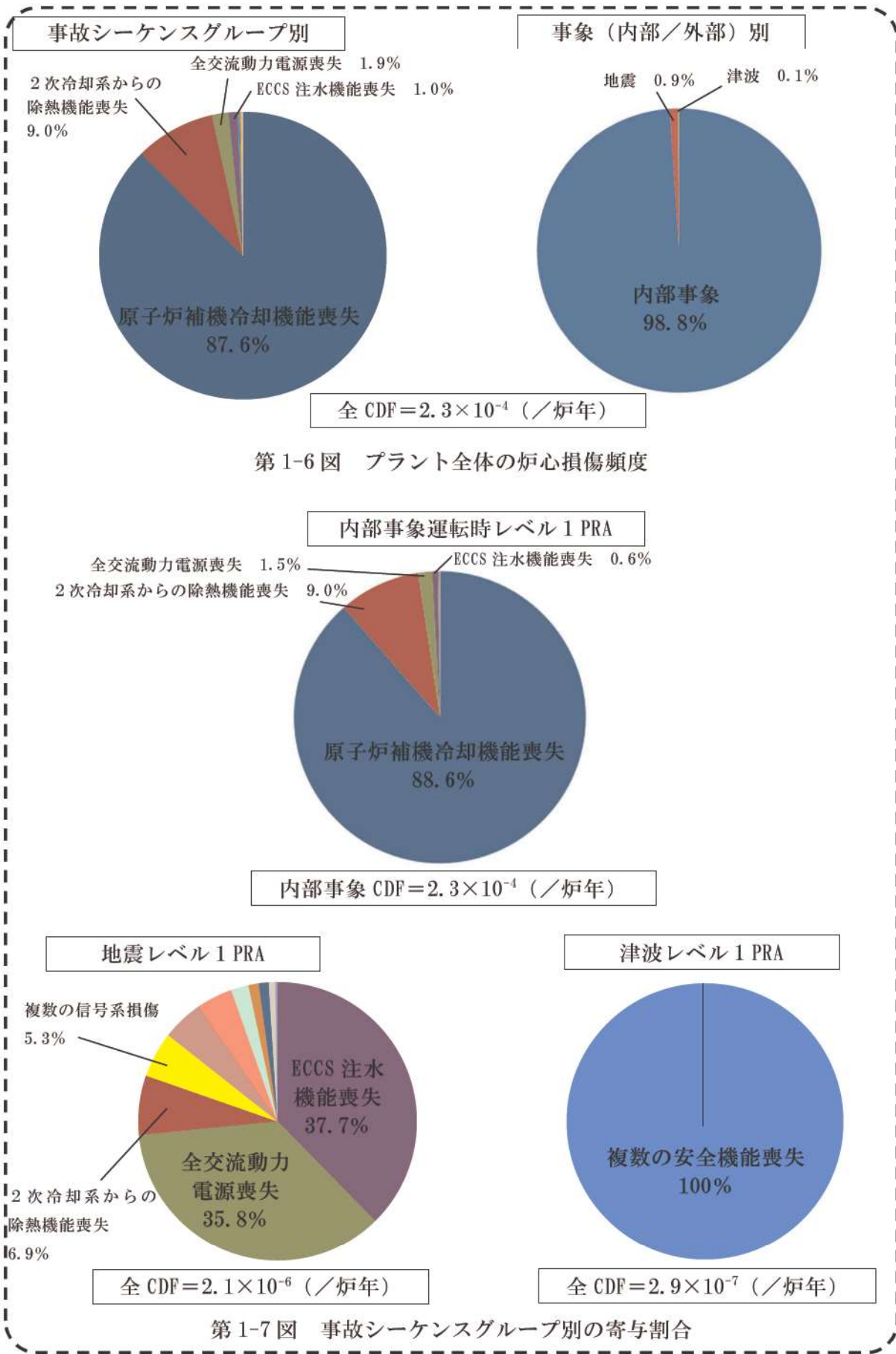
追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T. P. 16.5m <sup>※1</sup> ～)	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	シーケンス No.
	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	—	(37)

※1 T. P. 16.5m の津波に対して防潮堤が機能喪失せずに耐性を確保できることを確認。(別紙7)

第 1-5 図 津波レベル 1 PRA イベントツリー

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】



追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

## 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第 2-1 図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

### 【概要】

- ① 内部事象レベル 1.5PRA 及び PRA を適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を実施した。
- ② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈 1 - 2 (b) に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- ③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードの要否を検討した。
- ④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

### 2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおりに示されている。

#### 2 - 1

##### (a) 必ず想定する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・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
- ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

##### (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関する PRA 及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記 2 - 1 (a) の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

上記 2 - 1 (b) ①に基づき、内部事象レベル 1.5PRA を実施し、格納容器破損モードを評価した。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同

様に、重大事故等対処設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、これまでに整備してきた AM 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できるプラント状態を評価対象とした PRA モデルで内部事象レベル 1.5PRA を実施している。

外部事象について、地震レベル 1.5PRA は原子炉建屋、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。

また、PRA の適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。

実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。

## 2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

### (1) PRA に基づく整理

内部事象レベル 1.5PRA を実施し、事故の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、以下の①～④に示す格納容器破損モードの抽出を行った。

具体的には第 2-2 図のとおり炉心損傷前、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各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第 2-3 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第 2-1 表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第 2-4 図に示す。

#### ①蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

蒸気発生器伝熱管破損を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器をバイパスして 1 次冷却材が環境中に放出される事象として分類する。

#### ②インターフェイスシステム LOCA（vモード）

インターフェイスシステム LOCA の発生により、原子炉格納容器をバイパスして 1 次冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。

#### ③格納容器隔離失敗（βモード）

炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗しており、原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。

#### ④原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）

高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その



際の発生エネルギーによって原子炉容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し、原子炉格納容器破損に至る事象として分類する。

⑤ 格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク ( $\eta$ モード)

高温の溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑥ 溶融物直接接触 ( $\mu$ モード)

1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑦ 格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ モード)

1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、原子炉格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑧ 水素燃焼又は水素爆轟 ( $\gamma$ モード,  $\gamma'$ モード,  $\gamma''$ モード)

燃料被覆管と水蒸気の反応(ジルコニウム-水反応)、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象として抽出しており、発生時期により原子炉容器破損以前( $\gamma$ モード)、直後( $\gamma'$ モード)及び長時間経過後( $\gamma''$ モード)に分類する。

⑨ ベースマット溶融貫通 ( $\varepsilon$ モード)

原子炉容器の破損後、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象又は原子炉格納容器下部の側壁のコンクリートが侵食され、原子炉容器支持機能の喪失により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑩ 格納容器貫通部過温破損 ( $\tau$ モード)

原子炉容器破損後、原子炉格納容器内で溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、溶融炉心からの輻射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気が加熱され、原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑪ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 ( $\delta$ モード)

炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され、破損に至る事象又は溶融炉心が冷却されない場合に、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生

が継続し、原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑫水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。

(2) PRA に代わる検討に基づく整理

地震、津波、その他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果、地震、津波、その他の外部事象等についても、炉心損傷後の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、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回内部事象 PRA から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙 1）

2.1.2 内部事象レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討

第 2-1 表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1 項に示すレベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モードと解釈 2-1 (a) に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

2-1

(a) 必ず想定する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・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
- ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(3)の破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。

なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触<sup>※</sup>（シェルアタック）は、原子炉格納容器が小さく、原子炉容器下部のペ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みなされている。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、格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙 8）

※格納容器直接接触には、原子炉容器が高压の状態では破損した場合に、溶融炉心が急激に噴出し、噴出した溶融炉心が原子炉格納容器壁に接触しこれを侵食する事象が含まれる。本事象は、原子炉容器の破損までに減圧することが対策で

あり、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」も対策が同一であることから、この事象に含まれると整理

(1) 蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器隔離失敗

これらの破損モードは、事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」に該当する事故シーケンスグループである。

このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以下に、蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器隔離失敗で想定した事象を格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した理由を示す。

a. 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

本破損モードはレベル 1.5PRA 上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（CFR）（ $4.5 \times 10^{-7}$ ／炉年）は、全格納容器破損頻度の約 0.2%の寄与割合であり、比較的小さい。

また、当該破損モードの1つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。

本事象は炉心損傷後に1次冷却系が高圧かつ2次冷却系への給水がない限定的な条件で発生する可能性が生じるものであり、レベル1PRAの結果から同様のプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループとなる。

【TI-SGTR 発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (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

これらに対しては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」及

び「1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失」は、その発生頻度が $4.1 \times 10^{-8}$  / 炉年と非常に小さいが、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、さらに1次冷却系が高圧状態では、破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策として1次冷却系強制減圧を行うことから、これが成功するとTI-SGTRの発生確率はさらに低減される。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性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、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。(別紙9)

追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

b. インターフェイスシステム LOCA ( $\nu$  モード)

本破損モードは、発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象レベル1 PRA の結果から重要事故シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。

原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 ( $3.0 \times 10^{-11}$  / 炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。

c. 格納容器隔離失敗 ( $\beta$  モード)

本破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。

格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい等の機械的な破損や漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁及びフランジの復旧忘れが考えられる。

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期事業者検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、原子炉格納容器圧力について12時間に1回確認する運用となっており、エ

アロック開放時には警報が発信することから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能である。(別紙 10)

今回実施した内部事象レベル 1.5PRA では、国内 PWR プラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220 で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し、当該破損モードの格納容器破損頻度 ( $1.1 \times 10^{-6}$  / 炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合約 0.5%) を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推察される。(別紙 10)

以上、本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、原子炉格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

## (2) 原子炉容器内での水蒸気爆発 ( $\alpha$ モード)

本破損モードは溶融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており (NUREG-1116, NUREG-1524)、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙 11) また、当該破損モードの格納容器破損頻度 ( $1.7 \times 10^{-9}$  / 炉年) についても全格納容器破損頻度に対する寄与割合は 0.01% 以下と極めて小さい。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破

損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

### (3) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ $\theta$ モード）

本破損モードは内部事象レベル 1.5PRA 上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」と記載されており、炉心損傷防止対策の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」にて有効性評価の対象としている。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（ $8.2 \times 10^{-8}$  / 炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は 0.1% 以下である。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以上から、PRA の知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。

## 2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、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いる。

評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。

### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。

### (2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点で厳しいシーケンスを選定する。

### (3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。

#### (4) 水素燃焼

水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉容器の下部が破損するまでに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。

#### (5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。

上記に基づき、内部事象レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。

#### 2.2.1 評価対象とするPDSの選定

内部事象レベル1.5PRAでは、内部事象レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスについて定量化している。

その際、原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「事故のタイプと1次冷却材圧力」「炉心損傷時期」「格納容器内事故進展」の3つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。

(1) 事故のタイプと1次冷却材圧力

分類記号	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 (起回事象：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 (起回事象：小破断 LOCA)
T	過渡事象が起因为なり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)

(2) 炉心損傷時期

分類記号	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

(3) 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）

分類記号	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い可能性があるもの。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の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、炉心損傷後に原子炉格納容器の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の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、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの

この PDS の定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度，当該破損モードに至る可能性のあるすべての PDS を整理した。また，各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる PDS を検討し，評価対象とする PDS の選定を実施した。選定結果を第 2-3 表に示す。

なお，第 2-2 表において，原子炉格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されている ALC，SLC，V，G については，格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当する PDS であることから，解釈の要求事項を踏まえ，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」「格納容器バイパス」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。したがって、これらの PDS は、第 2-3 表に示す評価対象とする PDS の選定では考慮していない。

## 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果

2.2.1 項で格納容器破損モードごとに選定した PDS に属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定した。

評価事故シーケンスについては、事故進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事故発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。さらに、重大事故等対処設備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。選定結果を第 2-4 表に示す。(別紙 13)

また、格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となる PDS と主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。(別紙 5)

評価事故シーケンスの選定結果を以下に示す。

### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断規模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により圧力上昇が抑制されない AED から選定する。

#### ① AED に該当する事故シーケンス

- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

#### ② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 LOCA に起因する事故シーケンスとして「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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並びに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。

#### ③ 選定結果

- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

(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)

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 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＋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

(2) 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熔融炉心が高圧で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内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 TED から選定する。

① TED に該当する事故シーケンス

- ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失
- ・ 手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ・ ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 2次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

② 選定理由

これらの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熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③ 選定結果

- ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧＋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＋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

### (3) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次冷却系が高压で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高压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TEDから選定する。

#### ① TEDに該当する事故シーケンス

「(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に示した事故シーケンスと同様。

#### ② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高压で、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大きくなる事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

#### ③ 選定結果

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

#### ④ 格納容器破損防止対策

- ・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧

### (4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断規模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AEWから選定する。

#### ① AEWに該当する事故シーケンス

- ・大破断 LOCA＋低压再循環失敗＋高压再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 LOCA＋低压再循環失敗＋高压再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・大破断 LOCA＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 LOCA＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 LOCA＋高压再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗

- ・中破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

## ② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入失敗を、また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失敗を想定した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、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、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、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、事象は厳しくなる。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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並びに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も考慮する。

## ③ 選定結果

- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗  
(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。また、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注入の成功を想定。)

## ④ 格納容器破損防止対策

- ・不要（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能）

## (5) 水素燃焼

破断規模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故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 AEI から選定する。

### ① AEI に該当する事故シーケンス

- ・大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗
- ・大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗
- ・中破断 LOCA+高圧再循環失敗
- ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ・中破断 LOCA+高圧注入失敗

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく事故進展が早くなり、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事故シーケンスとして「大破断 LOCA+低圧注入失敗」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

③ 選定結果

- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗

④ 格納容器破損防止対策

- ・原子炉格納容器内水素処理装置

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

破断規模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 AED から選定する。

① AED に該当する事故シーケンス

「(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に示した事故シーケンスと同様。

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、事故進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断 LOCA に起因する事故シーケンスとして「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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。

③ 選定結果

- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗  
(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)

#### ④ 格納容器破損防止対策

- ・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

### 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスグループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスのうち、以下の事故シーケンスは、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる」事故シーケンスである。(1.2項参照)

①原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

②1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

③大破断 LOCA+低圧注入失敗

④大破断 LOCA+蓄圧注入失敗

⑤中破断 LOCA+蓄圧注入失敗

⑥大破断 LOCAを上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

これらのうち、①～⑤の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の各格納容器破損モードの評価事故シーケンスとしてより厳しい事故シーケンスを選定しているため、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる。

⑥の Excess LOCA については、地震により複数の RCS 配管や原子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの様々な損傷の程度及び組合せが考えられ、大破断 LOCA と比較すると事故進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、大破断 LOCA の事故シーケンスを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している(別紙14)。

なお、Excess LOCA の発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できることを別途確認している。

追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

### 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

1.1.2.2 項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループ

については、炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器破損の防止が可能な場合も考えられる。

原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、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対応も含め、敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	モード名	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%) <sup>*</sup>	解積で想定する 格納容器破損モード	備考
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	$4.5 \times 10^{-7}$	0.2	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解積1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」</li> <li>→事故シナシケンスグループ「格納容器バイパス」</li> <li>・TI-SGTRについては、炉心損傷防止対策により発生頻度が極めて低いと評価。(別紙9)</li> </ul>
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)				なし	
	インターフェースシステムLOCA	v	$3.0 \times 10^{-11}$	<0.1	なし	
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	$\beta$	$1.1 \times 10^{-6}$	0.5	なし	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生することと原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失に至るものではない。また、すべての炉心損傷防止対策が有効なシナシケンスであり、新たな有効性評価は不要である。(別紙10)
格納容器 物理的破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	$\alpha$	$1.7 \times 10^{-9}$	<0.1	なし	
	格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスバイク	$\eta$	$1.3 \times 10^{-9}$	<0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	
	溶融物直接接触	$\mu$ <sup>※1, ※2</sup>	$2.0 \times 10^{-8}$	<0.1	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気気直接加熱	
	格納容器雰囲気気直接加熱	$\sigma$ <sup>※2</sup>	$2.0 \times 10^{-6}$	1.0	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気気直接加熱	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	$\gamma$	$3.5 \times 10^{-10}$	<0.1	水素燃焼	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	$\gamma'$	$3.3 \times 10^{-10}$	<0.1	水素燃焼	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	$\gamma''$	$6.7 \times 10^{-8}$	<0.1	水素燃焼	
	ベースマット溶融貫通	$\epsilon$	$1.8 \times 10^{-6}$	0.9	溶融炉心・コンクリート相互 作用	
	格納容器貫通部過温破損	$\tau$	$2.0 \times 10^{-6}$	0.9	雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過温破損)	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による 過圧破損	$\delta$	$2.0 \times 10^{-1}$	96.4	雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過圧破損)	
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	$\theta$	$8.2 \times 10^{-8}$	<0.1	なし	解積1-2(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナシケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	
合計			$2.1 \times 10^{-1}$	100.0	なし	-

ハッチング：内部事象レベル1.5PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解積に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード ※四捨五入の都合上、合計は100%にはならない



第2-2表 プラント損傷状態（PDS）の定義

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展		
					RWSP 水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納容器 破損時期	原子炉格納容 器内熱除去 手段
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

注：ハッチングは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について（1/3）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別CFF（/ 1年）	該当するPDS	破損モード内CFFに対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と選定したPDS	
解釈で想定する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）	2. 0E-04	SED	95.1%	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・大中断断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早い め、緩和操作のための時間余裕が短い。 【事象進展の厳しさの観点】 ・大中断断LOCA「A**」は、破断口から原子炉格納容器へ直接冷却材のプロローダウンが起こるため、 圧力上昇が厳しい。 ・大中断断LOCA「A**」は、炉心水位の低下・炉心露出が早いため、早期のジルコニウム-水反応に よる大量の水素発生により、圧力上昇が厳しい。 ・大中断断LOCA「A**」は、原子炉格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物 量の観点でも厳しい事故シナリオとなることが考えられる。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」は、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳し い。 なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の破損モードに対する寄与割 合の大きいPDSはSEDであり、寄与割合は95.1%であるが、AEDと比較して圧力上昇が遅く事象進展に 余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持 可能である。	AED	
		TED	4.8%			
		SLW	0.1%			
		AEW	<0.1%			
		TEW	<0.1%			
		AED	<0.1%			
		SEW	<0.1%			
		SED	98.5%		【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）については、過渡事象のうち、原子炉の 水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシナリオとなる。 ・TEDは、事象進展が早く、対応時間の余裕が少ない。 【事象進展の厳しさの観点】 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」は、原子炉格納容器内の温度上昇について厳し い。 ・小中断断LOCA「S**」は、過渡事象「T**」は、原子炉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 きくなることから、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・過渡事象「T**」は、補助給水による冷却がなくなり、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・大中断断LOCA「A**」は、低圧状態で炉心損傷に至ることから、原子炉容器破損時に溶融炉心が原 子炉格納容器内に分散せず、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい事象ではないと考えら れるため、選定対象から外した。 なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の破損モードに対する寄与割 合の大きいPDSはSEDであり、寄与割合は98.5%であるが、TEDと比較して原子炉格納容器内の温度上 昇が小さいことから、本破損モードの評価対象として選定していない。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持 可能である。	TED
		TED	1.5%			
		SLW	<0.1%			
AEW	<0.1%					
TEW	<0.1%					
AED	<0.1%					
SEW	<0.1%					

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について（2/3）

解釈で想定する 格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と 選定したPDS
2 高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気 直接加熱	2.0E-06	SED	96.7%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉が高压の状態での炉心損傷に至るシナケンスは、過渡事象「I**」であり、原子炉減圧までの時間余裕の観点で厳しい。</li> </ul> <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象「I**」は、1次冷却材圧力が高く維持され、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」は、高压溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。</li> </ul> <p>なお、「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSはSEDであり、寄与割合は96.7%であるが、LOCAにより1次冷却材圧力が低下することから、本破損モードの評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	TED
		TEI	1.8%		
		TED	1.5%		
		SEI	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		SLI	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
3 原子炉圧力容器外の 溶融燃料— 冷却材相互作用	1.3E-09	AEW	52.1%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いため、緩和操作のための時間余裕が短い。</li> </ul> <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大中破断LOCA「A**」は、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、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」は、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。</li> <li>過渡事象「I**」は、原子炉容器破損時の圧力が高压であり、原子炉容器破損時に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散することから、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しい事象ではないと考えられる。</li> </ul> <p>以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	AEW
		AEI	25.2%		
		SEI	20.0%		
		SLW	2.5%		
		SLI	0.1%		
		SEW	0.1%		

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について (3/3)

解釈で想定する 格納容器破損モード	破損モード別 CFF (ノ炉年)	該当する PDS	破損モード内CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と 選定したPDS
4 水素燃焼	6.8E-08	TEI	99.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いこと、緩和操作のための時間余裕が短い。</li> <li>【事象進展の厳しさの観点】</li> <li>・原子炉格納容器が除熱される「**I」は、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなることから厳しい。</li> <li>・炉心内のジルコニウム-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%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム-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大破断LOCA「A**」が厳しい。</li> </ul> <p>なお、「水素燃焼」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSはTEIであり、寄与割合は99.0%であるが、AEIと比較して事象進展に余裕があることから、本破損モードの評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	AEI
		SED	0.9%		
		SEI	0.1%		
		TED	<0.1%		
		AEI	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		AEW	<0.1%		
		SLI	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
AED	<0.1%				
5 溶融炉心・ コンクリート相互作用	1.8E-06	TEI	46.3%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いこと、緩和操作のための時間余裕が短い。</li> <li>【事象進展の厳しさの観点】</li> <li>・大破断LOCA「A**」は、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。</li> <li>・大中破断LOCA「A**」は、原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないため、原子炉下部キヤビティの溶融炉心の量を多くすることから厳しい。</li> <li>・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」が、溶融炉心を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。</li> <li>・過渡事象「T**」は、原子炉容器破損時の圧力が高圧であり、原子炉容器破損時に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散することから、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しい事象ではないと考えられる。</li> </ul> <p>なお、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSはTEI、TEDである。TEIの寄与割合は46.3%と高いが、原子炉格納容器内に注水されるため、AEDと比較してMCCIが抑制されると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。TEDの寄与割合は41.8%と高いが、AEDと比較して溶融炉心の分散の可能性が高いことや事象進展に余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。なお、TEIについては、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対して厳しく、評価対象として選定している。</p> <p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	AED
		TED	41.8%		
		SED	11.9%		
		TEW	<0.1%		
		AED	<0.1%		
		AEI	<0.1%		
		SEI	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		AEW	<0.1%		
		SLI	<0.1%		
SEW	<0.1%				

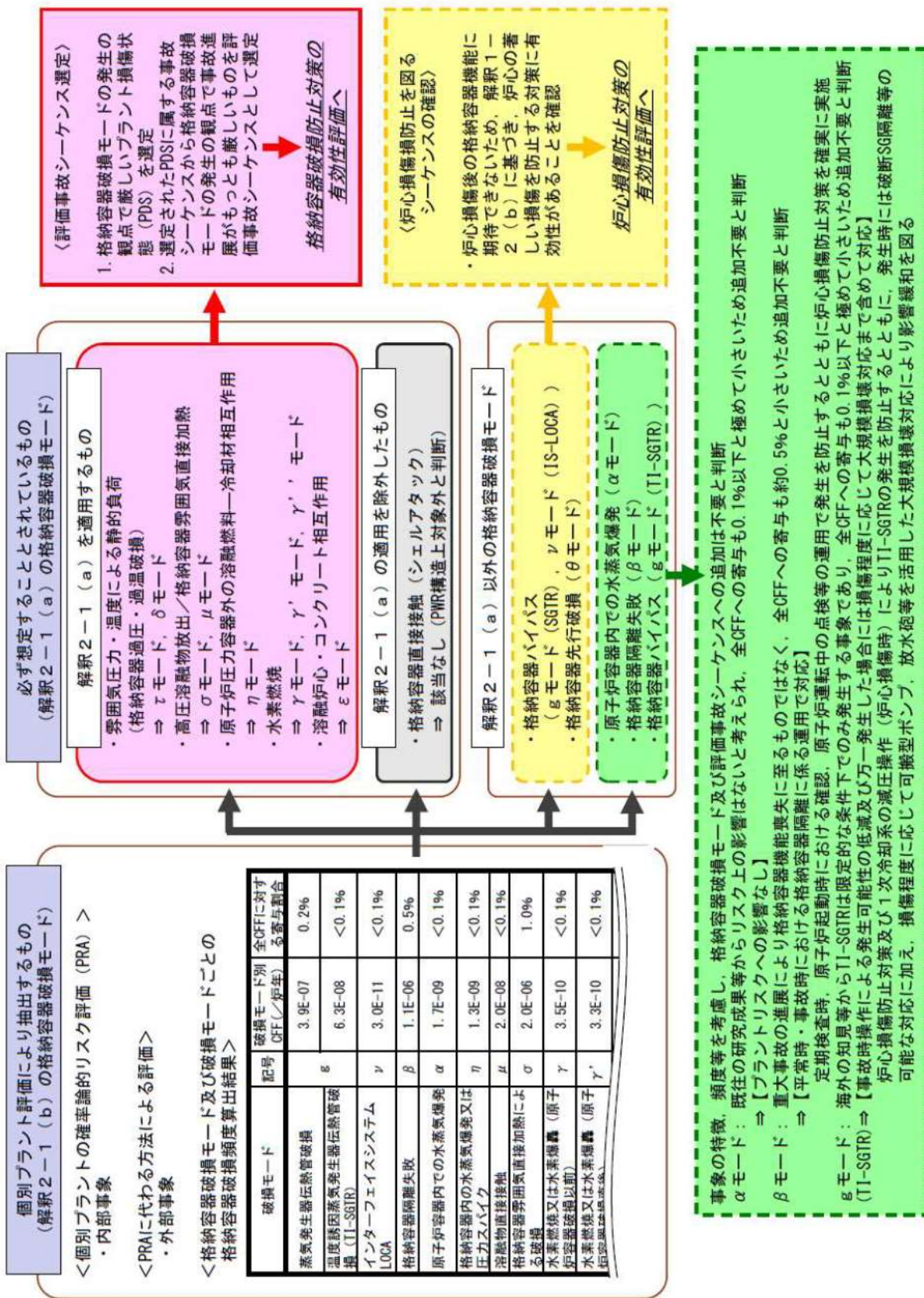
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について (1/2)

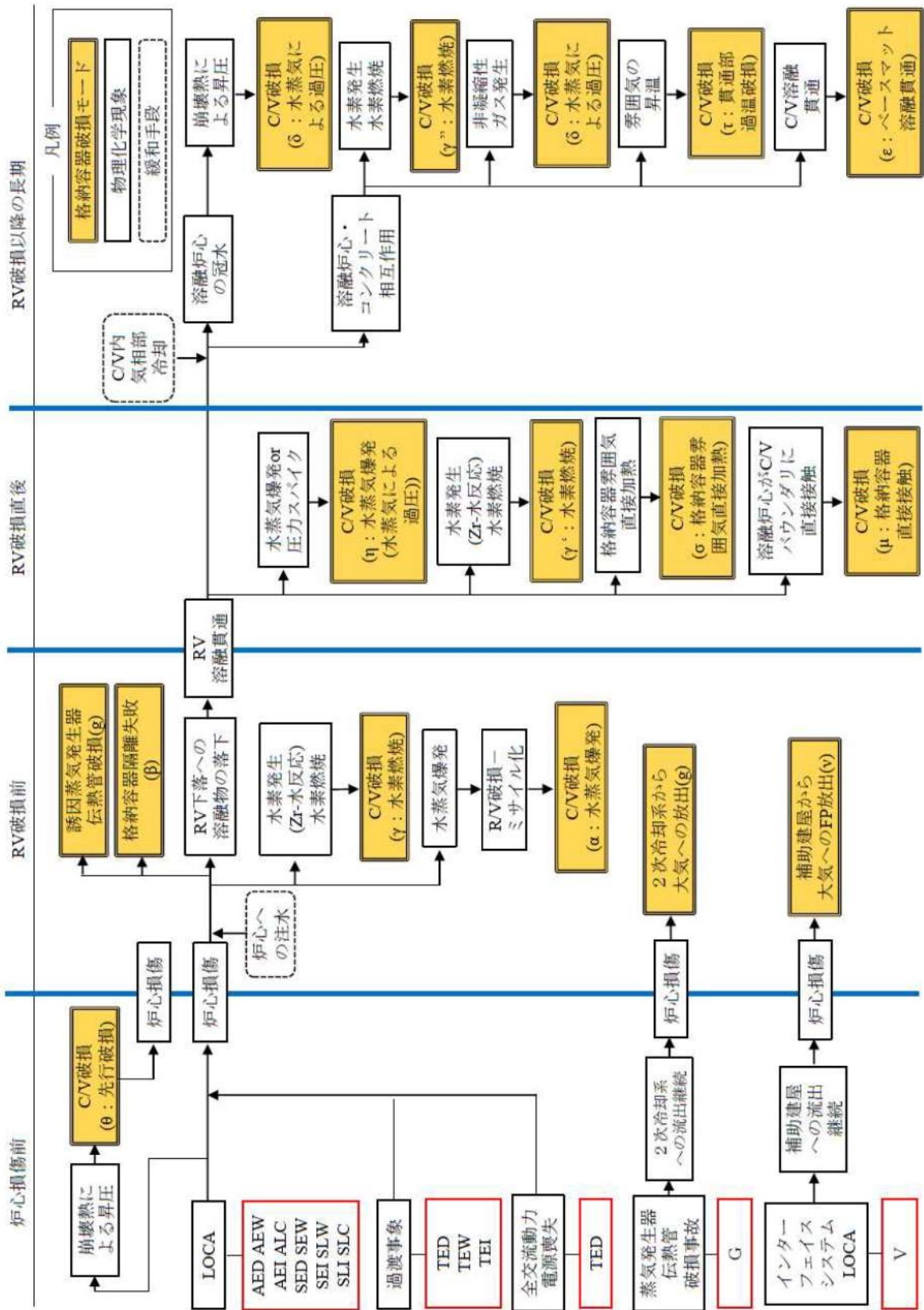
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方	
雰囲気圧力・温 度による静的負 荷 (格納容器過圧 破損)	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイトによる格納容器内自然対流冷却	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定した。 【事象進展の厳しさの観点】 ・対策の有効性の観点 ・格納容器過圧破損に対する対策とその有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定した。	
		中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
	TED	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○			【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 ・TEDのうち1次冷却材圧力が高圧で原子炉格納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圧になる全交流動力電源喪失シナリオを選定した。
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
		過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
		主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	-			
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗	-			
		2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
		外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-					
雰囲気圧力・温 度による静的負 荷 (格納容器過温 破損)	TED	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○		【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 ・TEDのうち1次冷却材圧力が高圧で、原子炉格納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い全交流動力電源喪失シナリオを選定した。	
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-			
	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-				
	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-				
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	-				
	ATWS+格納容器スプレイ注入失敗	-				
	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-				
	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-				
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-				
	高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気 気直接加熱				【対策の有効性の観点】 ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、原子炉格納容器の冷却機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定した。	

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について (2/2)

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方
3 原子炉圧力容器 外の溶融燃料— 冷却材相互作用	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-	(原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能)	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定した。 ・ 事象進展を早める観点で高圧注入失敗の重量を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に 対する対策とそ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を重畳 させることで、電源復旧、注水機能確保のための設 備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応 時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策 の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定し た。 ・ 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、格納容器スプレイによる注水は考慮せ ず、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 器スプレイを用いた注入を想定した。
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		
		大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○		
		大破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		中破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	-		
4 水素燃焼	AEI	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	-	原子炉格納容器内水素処理装置	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEIのうち事象進展の早い大破断LOCA+低圧注入失 敗を選定する。 ・ 事象進展を早める観点から高圧注入失敗の重量を 考慮する。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 —
		大破断LOCA+低圧注入失敗	-		
		大破断LOCA+低圧注入失敗	○		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	-		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗	-		
		中破断LOCA+高圧注入失敗	-		
5 溶融炉心・コン クリート相互作 用	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	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	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・ 対策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。
		中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		
		中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		

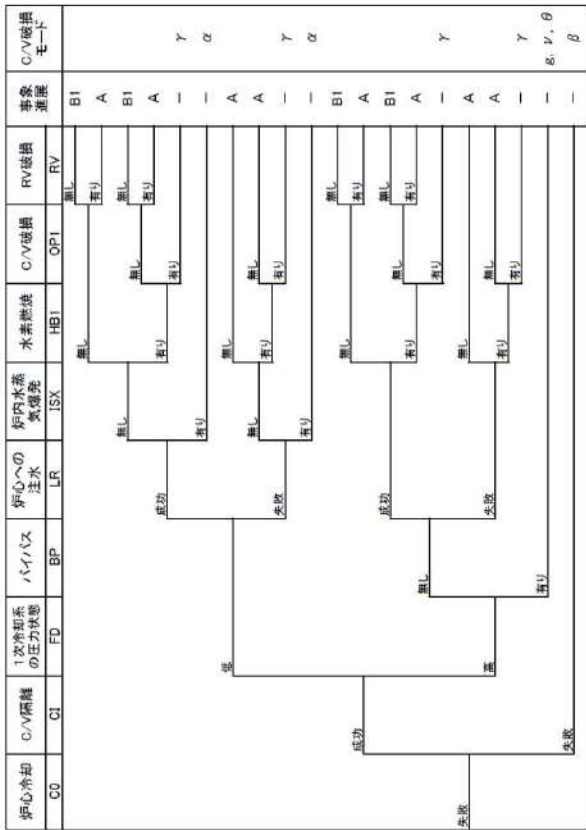
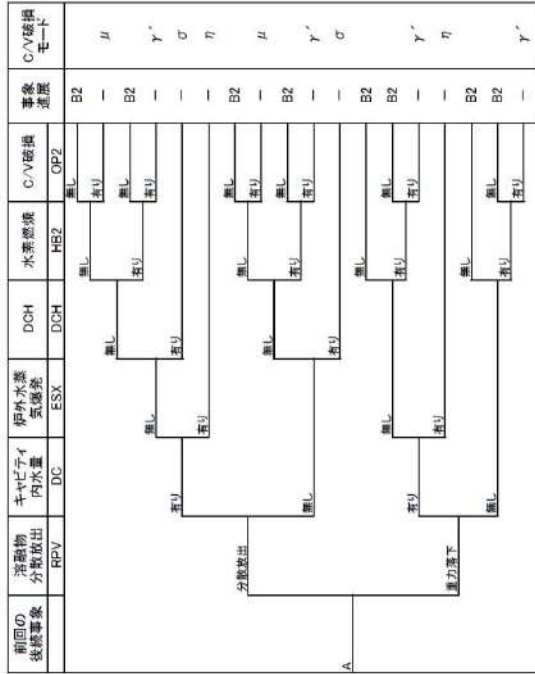


第2-1図 格納容器破損モード及び評価事故シークエンス選定の全体プロセス



第2-2図 シビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード



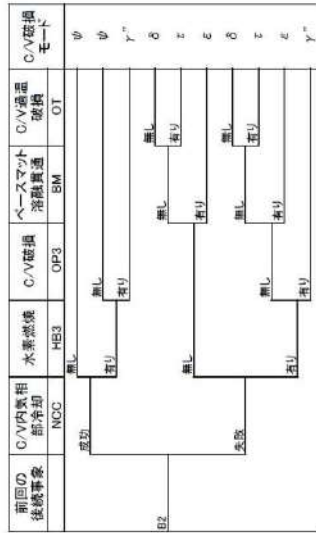


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

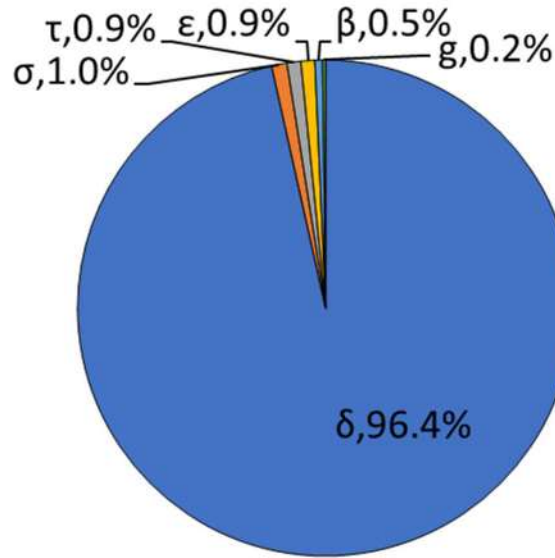
(注2) 格納容器破損モード:

- $\alpha$  = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
- $\beta$  = 格納容器厚壁失敗
- $\gamma, \gamma', \gamma''$  = 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損
- $\delta$  = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による事後的な過圧による破損
- $\epsilon$  = アクリルコンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- $\zeta$  = 水蒸気蓄積による事後的な加圧による格納容器先行破損
- $\eta$  = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スライクによる破損
- $\theta$  = 格納容器厚壁貫通による破損
- $\iota$  = 蒸気発生炉管管束破断後の炉心損傷による格納容器/ベイス
- $\upsilon$  = 余熱除去系停機後、LOCA後の炉心損傷による格納容器/ベイス
- $\mu$  = アクリルの格納容器構造部への直接照射による格納容器/ベイス
- $\tau$  = 格納容器厚壁局部溶融破損
- $\psi$  = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A: 原子炉容器破損有り  
B1: 原子炉容器破損無し  
B2: 原子炉容器破損有り



第2-3図 格納容器イベントツリー (CET)



格納容器破損頻度： $2.1 \times 10^{-4}$  / 炉年

破損モード	寄与割合 (%)
δ : 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	96.4
σ : 格納容器雰囲気直接加熱	1.0
τ : 格納容器貫通部過温破損	0.9
ε : ベースマット溶融貫通	0.9
β : 格納容器隔離失敗	0.5
γ : 蒸気発生器伝熱管破損	0.2
θ : 水蒸気蓄積による格納容器先行破損	<0.1
γ'' : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	<0.1
μ : 溶融物直接接触	<0.1
α : 原子炉容器内水蒸気爆発	<0.1
η : 原子炉容器外水蒸気爆発	<0.1
γ : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	<0.1
γ' : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	<0.1
ν : インターフェイスシステム LOCA	<0.1

第2-4図 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果  
(格納容器破損モード別の寄与割合)

### 3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について

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の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

#### 【概要】

- ① 内部事象 PRA 及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。
- ③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに、審査ガイドに記載の観点（余裕時間、設備容量、代表性）に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。

#### 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

解釈において、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係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

##### 4-1

##### (a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失（RHR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
- ・反応度の誤投入

##### (b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

上記4-1(b)を踏まえて、泊3号炉を対象とした内部事象停止時レベル1 PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。

なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケ

スグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件※1で評価した停止時 PRA の結果を用いた。

※1 従来から整備してきた AM 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない条件

### 3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出、整理

定期事業者検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル 1 PRA においては、定期事業者検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態（以下「POS」という。）に分類し評価を行う。

分類した POS を状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第 3-2 図に示す。また、POS ごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第 3-3 図に示す。

停止時 PRA においては、原子炉停止後の運転停止中の各 POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここ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 3-4 図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。抽出した起因事象と発生頻度を第 3-1 表に示す。

#### 3.1.1.1 選定した起因事象

- ・余熱除去機能喪失

余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。

- ・外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（水位維持失敗）

ミッドループ運転中に何らかの原因により RCS 水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（オーバードレン）

RCS 水抜き操作時に、RCS 水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止

する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

・反応度の誤投入※

希釈操作時の運転要領に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

(※ 制御棒の誤引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほう酸水で未臨界面が確保されること、起動時においてもほう素濃度が高い状況で制御バンクDを除く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入はわずかであることから本評価においては評価対象外と判断。)

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認するとともに、燃料損傷状態を分類した。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3-2表に示す。起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-5図に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-6図に示す。

### 3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

#### 3.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

第3-2表に示す停止時PRAにより抽出した各事故シーケンスについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シーケンスグループに対応する(1)から(4)の事故シーケンスグループとして整理した。

##### (1) 崩壊熱除去機能喪失

余熱除去系の故障に伴い余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。

##### (2) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源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、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。

##### (3) 原子炉冷却材の流出

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、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。

##### (4) 反応度の誤投入

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、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「反応度の誤投入」に分類する。

### 3.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

今回実施した PRA では、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈 4-1 (a) に示されている必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスは抽出されなかった。そのため、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループに追加すべき新たな事故シーケンスグループはないと判断した。

## 3.2 重要事故シーケンスの選定について

### 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方

原子炉設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す（第 3-3 表）。

#### 【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

#### a. 余裕時間

崩壊熱が高く、余裕時間や必要な注水量の観点で厳しくなる事故シーケンスを選定している。

なお、崩壊熱及び原子炉冷却材の保有水量の観点でより厳しい POS における事故シーケンスの発生を考慮する。

#### b. 設備容量

設備容量については、事故シーケンスグループ内での必要な設備容量の大きさに応じて「高」、「中」、「低」と3つに分類した。

#### c. 代表性

第 3-2 表の事故シーケンスごとの炉心損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的な事故シーケンスの炉心損傷頻度に対して 10%以上のものを「中」、10%に満たないものを「低」と3つに分類した。

### 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

3.2.1 の選定の着眼点を踏まえ、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、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。

各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定理由及び選定結果について、第 3-3 表及び以下に示す。

(1) 崩壊熱除去機能喪失

① 重要事故シーケンス

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失（充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮）

② 選定理由

余裕時間について、「原子炉補機冷却機能喪失」はある一定期間余熱除去ポンプの利用が期待できるため着眼点 a を「中」とした。一方で、「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、余熱除去系が使用できず余裕時間が短くなるため着眼点 a を「高」とした。「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、余裕時間は同等であるものの、「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡される。このため、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。また、設備容量については各事象に差は生じないため着眼点 b はいずれも「高」とした。

なお、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の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象を選定した。

また、代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

(2) 全交流動力電源喪失

① 重要事故シーケンス

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

② 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。原子炉設置許可取得済みの設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的な AM 策に期待しない今回の PRA においては、外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンスが想定される。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定する。さらに、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。

③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・代替非常用発電機＋代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

### (3) 原子炉冷却材の流出

#### ① 重要事故シーケンス

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

#### ② 選定理由

原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出事象に加えて、1次冷却系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次冷却系の水位維持に失敗する事象が想定される。原子炉設置許可取得済の設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されるため、代表として1次冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を着眼点a及びbの観点で「高」であるとして選定する。

なお、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の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が流出する事象を選定する。

#### ③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・充てんポンプによる炉心注入

### (4) 反応度の誤投入

#### ① 重要事故シーケンス

- ・原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤動作等による原子炉への純水流入

#### ② 選定理由

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。原子炉設置許可取得済の設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗に伴う反応度の誤投入が想定される。

なお、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動前にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤動作等による純水の注水により、1次冷却材が希釈され、原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定する。

#### ③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・純水注入停止操作

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度の事故シーケンスに



占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等対策の整備状況等を確認している（別紙5）。

第3-1表 内部事象停止時レベル1 PRAにおける起回事象と発生頻度

起回事象	発生頻度	説明
余熱除去機能喪失	5. 8E-8/hr	余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。
外部電源喪失	5. 5E-7/hr	外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。
原子炉補機冷却機能喪失	2. 3E-8/hr	原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	8. 2E-7/hr	配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。
水位維持失敗	4. 1E-6/ミッドループ	ミッドループ運転中に何らかの原因により RCS 水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。
オーバードレン	4. 1E-6/demand	RCS 水抜き操作時に、RCS 水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。
反応度の誤投入	3. 1E-8/demand	希釈操作時の運転要領に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。 ※ 制御棒の誤引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほう酸水で未臨界度が確保されること、起動時においてもほう酸濃度が高い状況で制御バンク D を除く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入は僅かであるため本評価においては評価対象外と判断。

第3-2表 運転停止中事故シナリオ別炉心損傷頻度

事故シナリオ	シナリオ No.	事故シナリオ別 CDF (／年)	全CDFへの寄与割合* (事故シナリオ別)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (／年)	全CDFへの寄与割合* (グループ別)	運転停止中事故シナリオグループ	備考
余熱除去機能喪失	(1)	3.6E-5	約16%	余熱除去機能の喪失	6.1E-5	約10%	(1) 崩壊熱除去機能喪失	
外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	(2)	1.1E-5	約2%					
原子炉補機冷却機能喪失	(3)	1.4E-5	約2%					
外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	(4)	1.4E-5	約2%	電源機能の喪失	1.4E-5	約2%	(2) 全交流動力電源喪失	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	(5)	5.1E-4	約85%	原子炉冷却材の喪失 (流出)	5.3E-4	約87%	(3) 原子炉冷却材の流出	
水位維持失敗	(6)	8.2E-6	約1%					
オーバードレン	(7)	8.2E-6	約1%					
反応度の誤投入	(8)	3.1E-8	<0.1%	反応度の誤投入	3.1E-8	<0.1%	(4) 反応度の誤投入	
合計		6.0E-4	100%	—	6.0E-4	100%	—	—

\*四捨五入の都合上、合計は100%にはならない

第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について（1/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方			選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	
(1) 崩壊熱除去機能喪失 RHRの故障による 停止時冷却機能喪失	○ 余熱除去機能喪失	代替格納容器 スプレイポンプ	高	高	高	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 a, b, c の評価結果より「余熱除去機能喪失」が最も「高」が多いため重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 余熱除去系又は原子炉補機冷却系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象は、事象進展が同じであるため、余裕時間の観点から代表として余熱除去系の故障による崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。 また、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少なく燃料取出前のミッドループ運転中に崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。  【重要事故シナリオの選定】 グループで唯一の事故シナリオである「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少なく燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定した。
	外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗		高	中	中	
	原子炉補機冷却機能喪失		中	高	中	
(2) 全交流動力電源喪失	○ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	代替非常用発電機+代替格納容器 スプレイポンプ	—	—	—	全交流動力電源喪失に係る事故シナリオは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。
(3) 原子炉冷却材の流出	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てんポンプ	高	高	高	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 a, b, c の評価結果より「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」が最も「高」が多いため重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 いずれの事故シナリオも原子炉冷却材の流出事象であり、流出流量の観点から原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失で包絡できる。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少なく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象を選定した。
	水位維持失敗		中	低	低	
	オーバードレン		中	中	低	

○：選定した重要事故シナリオ

審査ガイド（運転停止中）の着眼点 a, b, c に対する影響度の観点から、「高」、「中」、「低」とした。

第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方 備考（a：余裕時間，b：設備容量，c：代表シナリオ）			選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	
(4) 反応度の誤投入	○ 反応度の誤投入	純水注入 停止操作	-	-	-	<p>【重要事故シナリオの選定】 グループで唯一の事故シナリオである「反応度の誤投入」を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>【重要事故シナリオの包絡性】 定期事業者検査中、原子炉起動前までは余裕が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動時における純水注入事象を選定した。</p>

○：選定した重要事故シナリオ

審査ガイド（運転停止中）の着眼点a, b, cに対する影響度の観点から、「高」、「中」、「低」とした。

個別プラント評価により抽出するもの  
(規則解釈 4-1(b)の事故シナシクスグループ)

- <個別プラントの確率的リスク評価 (PRA) >
- ・内部事象
  - ・PRAに代わる方法による評価
  - ・地震、津波
  - ・その他の外部事象
- 火災、溢水、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、人為事象、等
- これらの外部事象により誘発される起因事象について検討することで概略評価を実施

<事故シナシクス抽出・炉心損傷頻度算出結果>

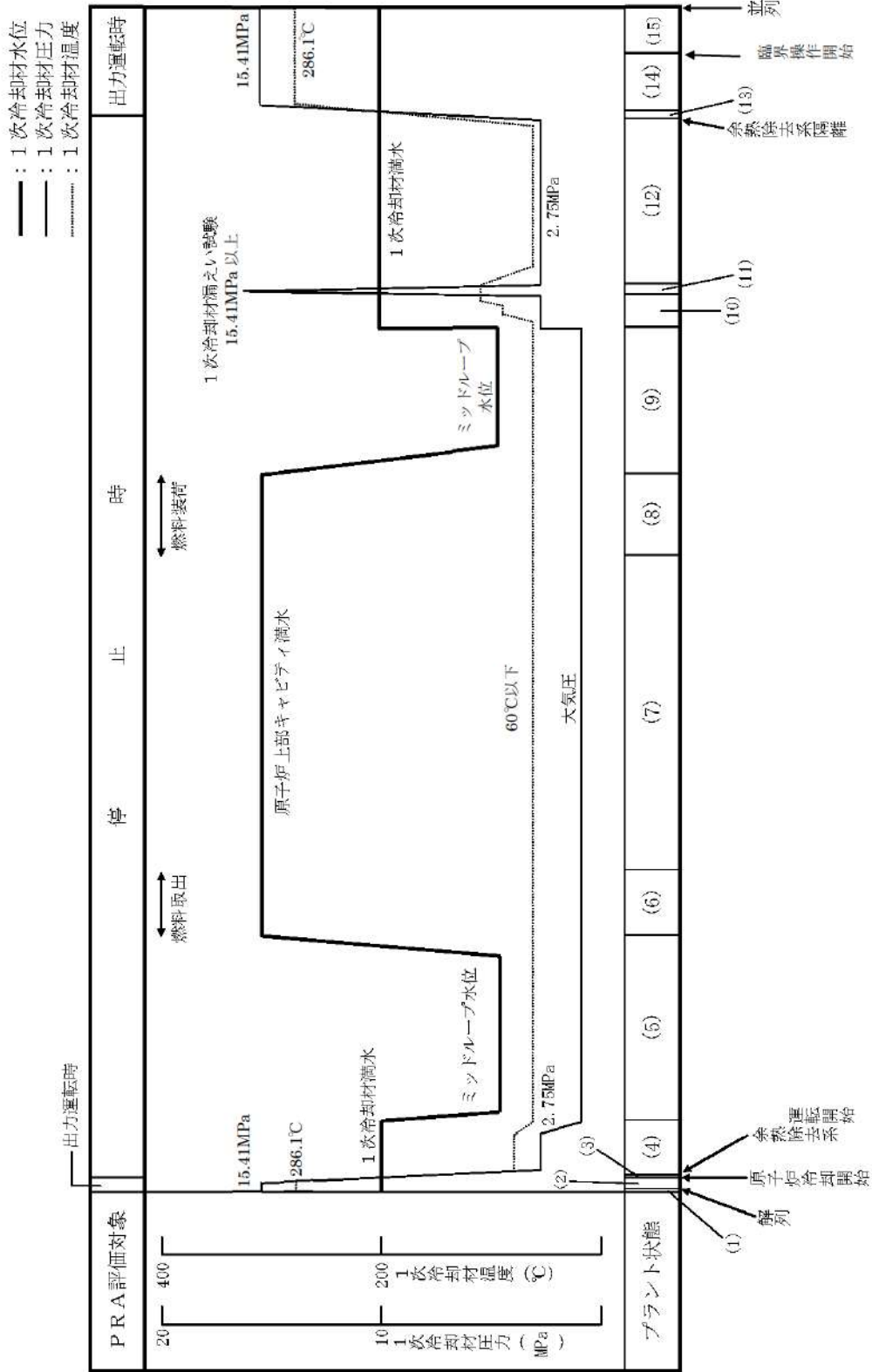
事故シナシクス	事故シナシクス別 CIR(1/年)	全11炉への 寄与割合* (事故1-23期)
全熱除去機能喪失	3.0E-05	約9%
外部電源喪失+全熱除去系による冷却失敗	1.1E-05	約2%
原子炉増温冷却機能喪失	1.4E-05	約2%
外部電源喪失+非常用炉内交流電源喪失	1.4E-05	約2%
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	3.1E-04	約85%
水位維持失敗	8.2E-06	約1%
オーバードレン	8.2E-06	約1%
反応度の過投入	3.1E-08	<0.1%
合計	6.0E-04	100%

必ず想定する事故シナシクスグループ  
(規則解釈 4-1(a)の事故シナシクスグループ)

- ・崩壊熱除去機能喪失  
(RHR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
- ・反応度の誤投入

事故シナシクスごとに審査ガイドに従  
い重要事故シナシクスを選定  
燃料損傷防止対策の有効性評価へ

第3-1図 運転停止中原子炉における事故シナシクスグループ及び重要事故シナシクス選定の全体プロセス



第3-2図 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

プラント状態 系統/システム	運転モード														
	(1) 部分出力運転	(2) 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック状態で)	(3) 高温停止状態 (余熱除去運転開始まで)	(4) 余熱除去運転 ①RCS 満水	(5) 余熱除去運転 ②スコッドループ	(6) 原子炉キヤビティ満水	(7) 燃料取り出し状態	(8) 原子炉キヤビティ満水	(9) 余熱除去運転 ③スコッドループ	(10) 余熱除去運転 ④RCS 満水	(11) 1次冷却系の構造試験	(12) 余熱除去運転 ⑤RCS 満水	(13) 高温停止状態 (余熱除去系隔離以降)	(14) 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降)	(15) 部分出力運転
	1.	2	3	5	6	6	6	6	6	5	4	5	3	3	2
6.6kV M/C 母線	A	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
440V PCC 母線	A1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	A2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
440V RCC 母線	A1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	A2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B1	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B2	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
125V 非常用直流母線	A	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	A	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
100V 計装用母線	A	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	C	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	D	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
外部電源	主変圧器	—	—	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	予備変圧器	—	—	○	×	—	—	—	×	×	○	×	○	○	—
ディーゼル発電機	A	—	—	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	△	—
	B	—	—	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	△	—
非常用直流電源 (バッテリー)	A	—	—	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	△	—
	B	—	—	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	△	—
箱機冷却海水ポンプ	A	—	—	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	B	—	—	△	○	—	—	—	○	○	△	○	△	△	—
	C	—	—	○	△	—	—	—	△	△	○	△	○	△	—
	D	—	—	△	×	—	—	—	×	×	△	×	△	△	—
箱機冷却海水供給母管	A	—	—	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	B	—	—	○	△	—	—	—	△	△	○	△	○	○	—

○：使用可能 (運転中)    △：使用可能 (待機中)    ×：使用不可    —：検討対象外

第3-3図 POSの分類及び定期事業者検査工程 (1/2)



プラント状態 系統/システム	(1) 部分出力運転	(2) 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除で)	(3) 高温停止状態 (余熱除去運転開始まで)	(4) 余熱除去運転 ①RCS 満水	(5) 余熱除去運転 ②SdP-ループ	(6) 原子炉キヤビティ満水	(7) 燃料取り出し状態	(8) 原子炉キヤビティ満水	(9) 余熱除去運転 ③SdP-ループ	(10) 余熱除去運転 ④RCS 満水	(11) 1次冷却系の漏洩試験	(12) 余熱除去運転 ⑤RCS 満水	(13) 高温停止状態 (余熱除去系隔離以降)	(14) 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除以降)	(15) 部分出力運転
	1. 2	3	3	5	6	6	6	6	6	5	4	5	3	3	2
運転モード	A	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—	—
	B	—	△	○	○	—	—	—	○	○	△	○	△	—	—
	C	—	○	○	×	—	—	—	×	×	○	×	○	—	—
	D	—	△	△	×	—	—	—	×	×	△	×	△	—	—
補機冷却水供給母管	A	—	—	○	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
制御用空気圧縮機	A	—	—	○	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	×	×	—	—	—	—	—	×	—	—	—	—
余熱除去ポンプ	A	—	△	○	○	—	—	—	○	○	△	○	△	—	—
	B	—	△	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
安全補機閉閉器室 換気空調系 空調用冷水設備	A	—	—	○	○	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—
	B	—	—	×	×	—	—	—	×	×	×	—	—	—	—
	A	—	—	○	○	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	○	—	—	—	○	○	○	—	—	—	—
ディーゼル発電機室 換気空調系	C	—	—	×	×	—	—	—	×	×	×	—	—	—	—
	D	—	—	×	×	—	—	—	×	×	×	—	—	—	—
	A	—	△	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
	B	—	△	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
換気空調系	C	—	△	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
	D	—	△	△	△	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—

○：使用可能 (運転中)      △：使用可能 (待機中)      ×：使用不可      —：検討対象外

第3-3図 POSの分類及び定期事業者検査工程 (2/2)

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	シーケンスNo.
	余熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	(1)

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	シーケンスNo.
			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	(2)
			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	(4)

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	シーケンスNo.
	原子炉補機冷却機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	(3)

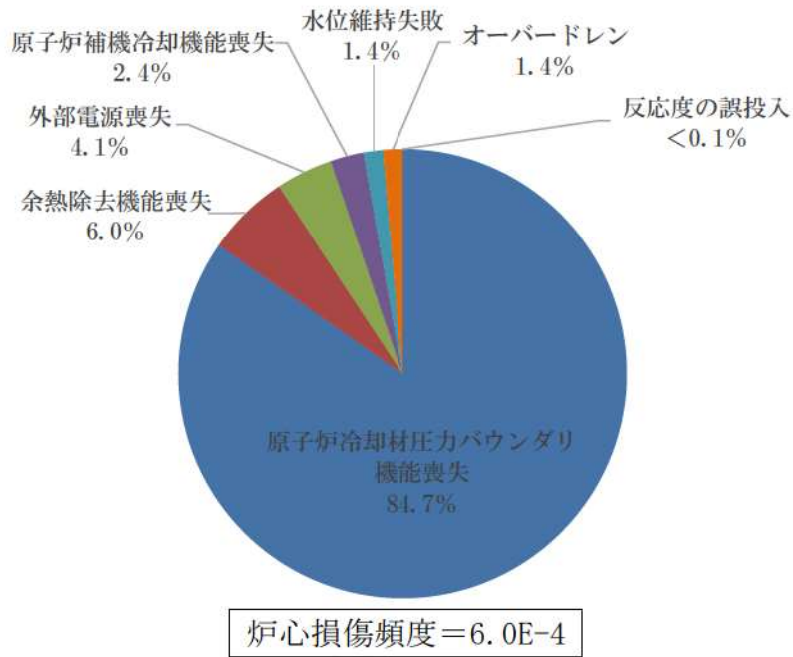
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材の流出	(5)

水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	水位維持失敗	原子炉冷却材の流出	(6)

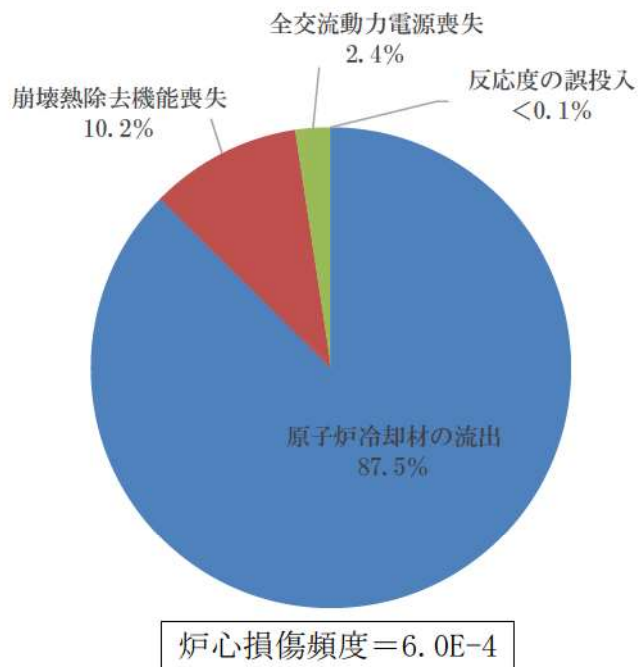
オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	オーバードレン	原子炉冷却材の流出	(7)

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	シーケンスNo.
	反応度の誤投入	反応度の誤投入	(8)

第3-4図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー



第3-5図 起因事象別の寄与割合



第3-6図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

#### 4. 事故シーケンスグループ、重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて

事故シーケンスグループ、重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした PRA は、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。

これらの PRA について、PRA の実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及び PRA の手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。

なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」（平成 21 年 6 月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施した PRA において、事故シーケンスグループ、重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙 15 に示す。

また、各実施項目について、「PRA の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル 1 PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波））、レベル 1.5 PRA（内部事象、外部事象（地震））の対応状況を確認した。その結果を別紙 16 に示す。

## 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての 外部事象の考慮について

重大事故等対策の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。

今回の申請に当たって、外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象にレベル1 PRA を実施した。内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1 PRA 及び外部事象レベル1.5PRA 並びに停止時レベル1 PRA については、PRA 手法の確立に向けた検討が進められている段階又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これら外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ等選定への影響について以下のとおり整理した。

### 1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討

#### 1.1 内部溢水、内部火災の影響

今回は PRA の適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1 PRA の手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいる。

このことを踏まえ、PRA を念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を第1表に示す。

第1表に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらに起因する事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1 PRA において評価対象とした起因事象に含まれている。

また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。

したがって、内部溢水・内部火災に起因した炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1 PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生す

る可能性は低いと考える。

## 1.2 その他外部事象の影響

その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。

### 第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

（中略）

8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳を含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、起因事象発生の可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1 PRA にて抽出した起因事象を誘発する要因による事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

## 2. 格納容器破損防止対策の格納容器破損モードの抽出に係る検討

外部事象レベル 1.5PRA については、地震 PRA のみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないため以下のとおり定性的な検討を実施した。

### 2.1 地震の影響

地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を添付2に示す。

また、出力運転時を対象として実施した地震レベル1 PRA の結果からは、地震特有の影響として原子炉建屋損傷や原子炉格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象については、深刻な事故の場合には原子炉格納容器

も破損に至るが、この場合の原子炉格納容器破損は事象進展によって原子炉格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることで対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切でないとする。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

## 2.2 津波の影響

津波がプラントに与え得る特有の影響について、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、原子炉格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

## 2.3 内部溢水、内部火災の影響

1.1 に示した起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル 1 PRA で用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

## 2.4 その他外部事象の影響

1.2 に示したプラントに与え得る影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては、内部事象レベル 1 PRA にて抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象

レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

### 3. 停止時原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討

停止時レベル 1 PRA については、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル 1 PRA の標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震・津波レベル 1 PRA の評価結果、内部溢水・内部火災及びその他の外部事象に関する整理、第 1 図に示す内部事象停止時レベル 1 PRA のマスターロジックダイヤグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象により発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、第 2 表にまとめた。

さらに、抽出した起因事象を基に、内部事象停止時レベル 1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。

#### 3.1 出力運転時と停止時のプラント状態等の差異

停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と停止時のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な出力運転時と停止時の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。

- ・崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力

停止時の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。一方、原子炉冷却材の温度・圧力に応じて原子炉冷却材の冷却手段が変わることにより期待できる緩和機能が異なるため、事故シーケンスグループの抽出においては、この差異について考慮する必要がある。

- ・燃料損傷防止に必要となる機能

停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

- ・原子炉水位，原子炉容器・原子炉格納容器の状態

プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う 1 次冷却系の水



位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化するため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

停止時は原子炉容器・原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、停止時の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。

- ・緩和設備・サポート系設備の状態

停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も推定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また、既に内部事象停止時レベル1 PRA でこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。

- ・停止時特有の作業の影響

停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力」、「燃料損傷防止に必要なとなる機能」、「原子炉水位、原子炉容器・原子炉格納容器の状態」及び「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。

### 3.2 地震の影響

地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。

地震により余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」の起因事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象、碍子又は所内電源系統等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。また、地震により配管の破断や弁等の損傷が

発生すると「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」の起因事象、原子炉水位の調整に係る機器の損傷が発生すると「水位維持失敗」の起因事象、原子炉冷却材の水抜き操作時に抽出ラインの機器の損傷が発生すると「オーバードレン」が発生する。

これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機能を有する系統が機能喪失した場合は燃料損傷に至るが、この事故シーケンスは、同じ系統がランダム故障等で発生することを想定している内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出される事故シーケンスと同じである。

地震特有の事象として、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、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、複数の信号系損傷の発生があげられるが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で燃料損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。

したがって、停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

### 3.3 津波の影響

停止時においては、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口が生じている可能性が考えられ、事故シーケンスの選定においては、この差異について考慮する必要がある。各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては余熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波レベル1 PRA では期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。

津波により海水が敷地内に浸水し、循環水ポンプ建屋外壁扉の下端レベルの高さを越えた場合に、原子炉補機冷却海水系の機能喪失が発生し、「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シーケンスに対しては、内部事象停止時レベル1 PRA から抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ等により燃料損傷を防止できる。

津波特有の事象として「複数の安全機能喪失」の発生が挙げられるが、これについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。

以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

なお、停止時は、代替非常用発電機等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策がすべて喪失するような複数の同時点検等は実施しない運用とするとともに、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。

### 3.4 内部溢水、内部火災の影響

内部溢水、内部火災により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。

内部溢水、内部火災により運転中の余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」の起因事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。また、内部溢水、内部火災により弁等の損傷が発生すると「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」の起因事象、原子炉水位の調整に係る機器の損傷が発生すると「水位維持失敗」の起因事象、原子炉冷却材の水抜き操作時に抽出ラインの機器の損傷が発生すると「オーバードレン」の起因事象、化学体積制御系の損傷により「反応度の誤投入」の起因事象が発生する。これらを起因とする事故シーケンスは、同系統の機器のランダム故障による機能喪失を想定する内部事象停止時レベル1 PRA で考慮している起因事象に含まれている。

したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

なお、停止時においても、燃料損傷防止に必要な機能をすべて喪失することのないよう、必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を維持する運用とする。

### 3.5 その他の外部事象の影響

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、出力運転時を対象とした整理を参考に、停止時に起因事象が発生し得るかを確認した。

その結果、その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル1 PRA において抽出した起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

## 4. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で PRA 適用可能と判断した出力運転時地震レベル1 PRA、出力運転時津波レベル1 PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードは発生しないものと評価した。

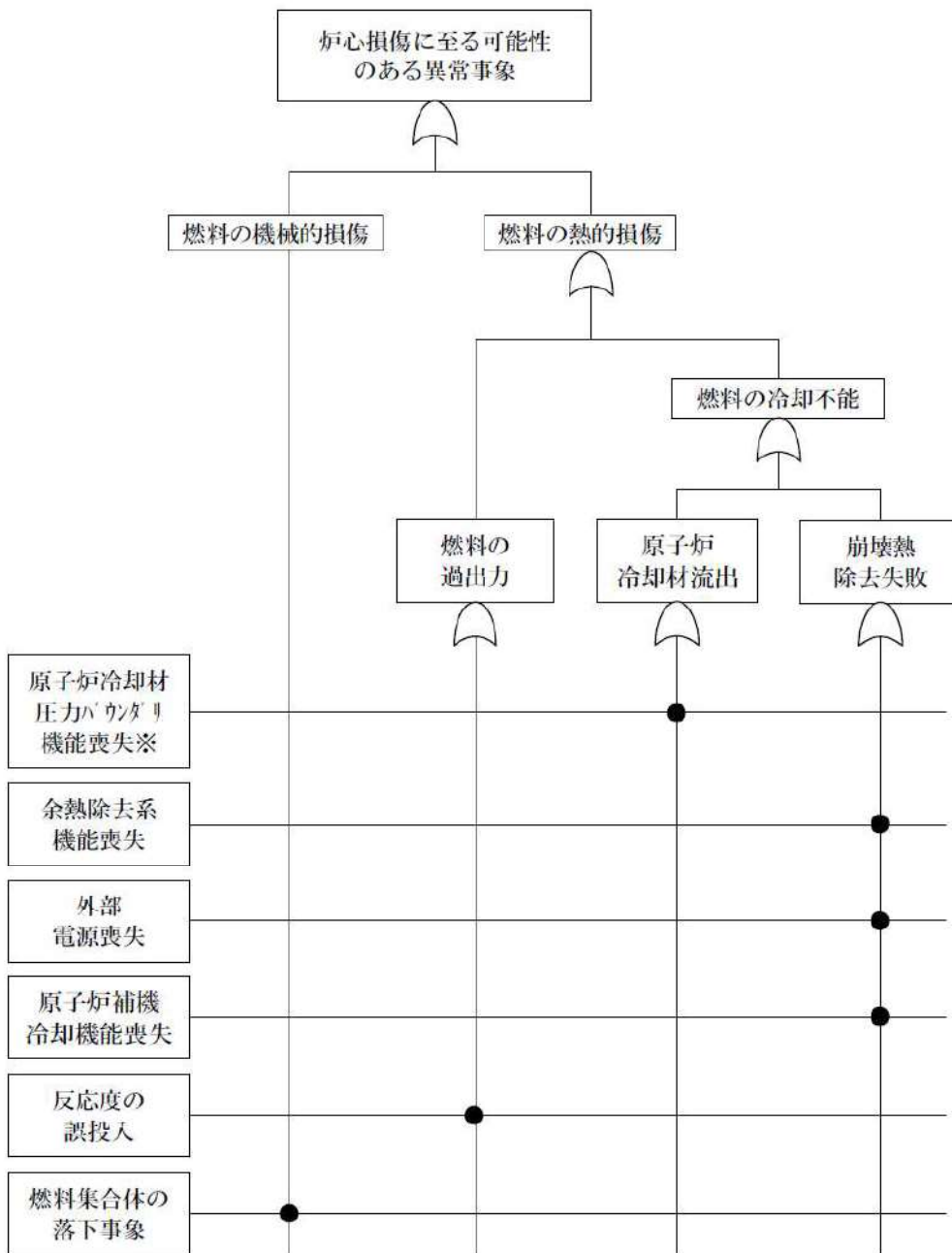
なお、今回定性的な分析とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

第1表 内部溢水，内部火災により発生する代表的な起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
小破断 LOCA	内部溢水・内部火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 内部火災による RCP シール冷却機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	内部火災による隔離弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	内部溢水・内部火災による主給水ポンプ等の機能喪失
2次冷却系の破断	内部溢水・内部火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象/手動停止	内部溢水・内部火災による原子炉トリップ/手動停止
外部電源喪失	内部溢水・内部火災による常用母線等の機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	内部溢水・内部火災による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失

第2表 運転停止中における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナリオの抽出結果

起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	配管の破断 弁等の損傷	—	弁等の損傷	—	充てんポンプや代替格納容器スプレイポンプ等による代替炉心注水
		充てん抽出流量の調整に係る機器の損傷	—	充てん抽出流量の調整に係る機器の損傷	—	
オーバードレン	抽出ラインの機器の損傷	抽出ラインの機器の損傷	—	抽出ラインの機器の損傷	—	
余熱除去機能喪失	余熱除去系の損傷	余熱除去系の損傷	—	余熱除去系の損傷	—	
外部電源喪失	外部電源設備（送受電設備）の損傷	外部電源設備（送受電設備）の損傷	外部電源設備（送受電設備）の被水、没水	外部電源設備（送受電設備）の損傷	外部電源設備（送受電設備）の損傷（凍結、積雪、火山の影響、竜巻、森林火災、落雷）	代替非常用発電機による給電 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却海水ポンプの被水、没水	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷（竜巻）	代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
反応度の誤投入	反応度の誤投入	—	—	化学体積制御系の損傷	—	希釈停止操作
直接燃料損傷に至る事象	蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） 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	—	複数の安全機能喪失	—	—	出力運転中の地震 PRA 及び津波 PRA に基づき、直接燃料損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、別紙2 に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転中の取扱いと同様、機能維持した設計基準事故対応設備及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることでも対応すべきものと考えられる。



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失，水位維持失敗，オーバードレンを想定

第1図 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイヤグラム

添付資料

添付1 有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について

添付2 地震レベル 1.5PRA について



## 有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての 地震、津波以外の外部事象の考慮について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原規技発第 1306193 号（平成 26 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定））第 37 条 1-1 項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、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グループを抽出するため、個別プラントの PRA 又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。

外部事象のうち、日本原子力学会標準として実施基準が定められており PRA の適用実績がある地震及び津波については、それぞれ PRA を実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。

また、地震、津波以外の自然現象については現段階での PRA 評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

さらに人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

また、自然現象、人為事象が重畳することによる影響についても、定性的な評価を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

### 1. 前提条件

#### (1) 評価対象事象

設計基準を設定する自然現象（以下、「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも泊発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。

したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の 11 事象を対象に実施するものとする。

- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪

- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災
- ・高潮

なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記 11 事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。なお、このうち 5 事象については、他事象に包絡される（降水、風（台風）、高潮）か、起因事象の発生はない（地滑り、生物学的事象）ことを確認している。（補足 1）

また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足 2）

## (2) 想定範囲

上記設計基準設定事象については、それぞれ考慮すべき最も過酷と考えられる条件を設定している。具体的には、設計基準設定を超えた規模を仮定する。

## 2. 評価方法

### 2.1 起因事象の特定

#### (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

1. にて示した風、積雪等の自然現象が設計基準を超える規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。

#### (2) 評価対象設備の選定

(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性がある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

#### (3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。

シナリオの選定に当たっては、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象となり得るシナリオを選定する。

なお、起因事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1 PSA 編）：2008」（以下「学会標準」と

いう。)に示される考え方等を参考に行う。

#### (4) 起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行う。

なお、過去の観測実績等を基に発生可能性を評価可能なものについては、影響のある事故シーケンスの要因となる可能性について考察を行う。

### 2.2 事故シーケンスの特定

2.1(4)にて特定した起因事象について、内部事象レベル1 PRAや地震、津波レベル1 PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。

また、新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起因事象が確認された場合、事故シーケンスに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シーケンスとなり得るかについて確認を行う。

事故シーケンスに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法等を参考に実施するものとする。

### 3. 個別事象評価のまとめ

1.にて示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果(補足 1-1~6 参照)、内部事象や地震、津波レベル1 PRA で考慮している起因事象に包含されることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失する可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した(補足 1-7)。したがって、内部事象や地震、津波レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

### 4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について

#### (1) 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

(例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の増加)

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース(例：地震により浸水防止機能が喪失して浸水量が増加)

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

(例：降水による降下火砕物密度の増加)

III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース(例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。)

#### (2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定

基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1) I～III-2に示した重畳影響の確認を実施した。

ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響を考慮不要と判断し確認対象から除外した。

○泊発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象（No. は補足1参照）

No. 2：隕石，No. 4：河川の迂回，No. 5：砂嵐（塩を含んだ嵐），No. 9：雪崩，No. 12：干ばつ，No. 13：洪水，No. 20：氷晶，No. 22：湖又は河川の水位低下，No. 23：湖又は河川の水位上昇，No. 27：カルスト

○単独事象での評価において設備等への影響がない（若しくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象（No. は補足1参照）

No. 11：海岸侵食，No. 16：濃霧，No. 18：霜・白霜，No. 19：極高温，No. 24：もや，No. 25：塩害，塩雲，No. 26：地滑り，No. 29：高温水（海水温高），No. 30：低温水（海水温低）

確認した結果としては、重畳影響I～III-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることはなく、重畳影響III-2については、該当するケースがなかった。個別自然現象の重畳影響の確認結果を補足3に示す。また、人為事象との重畳影響については、補足4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を超える事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、I. と同様、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。

### (3) 重畳影響評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象・人為事象が重畳することにより、単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象の重畳により追加すべき新たな事故シーケンスは発生しないものと判断した。

## 5. 全体まとめ

地震，津波以外の自然現象，人為事象について，事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果，内部事象や地震PRA及び津波PRAにて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

また，地震，津波を含む，各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果，単独事象での評価と同様に，内部事象や地震，津波レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

(補足資料)

補足1 過酷な自然現象により考え得る起因事象等

補足1-1 凍結事象に対する事故シーケンス抽出

補足1-2 積雪事象に対する事故シーケンス抽出

補足1-3 火山の影響に対する事故シーケンス抽出

補足1-4 竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

補足1-5 森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

補足1-6 落雷事象に対する事故シーケンス抽出

補足1-7 起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応

補足2 過酷な人為事象により考え得る起因事象等

補足3 自然現象の重畳確認結果

補足4 人為事象に関わる重畳の影響について

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 ( 1 / 11 )

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
1	凍結 ※詳細は補足 1-1 参照	温度	ディーゼル発電機燃料油貯油槽及びディーゼル発電機燃料油貯油槽から燃料油サービスタンクまでの配管及び弁の軽油が凍結した場合に、ディーゼル発電機が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 泊発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等については有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		閉塞	
		電気的影響	
2	隕石	荷重	送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等については有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		荷重 (衝撃波)	
3	降水	浸水	津波の評価に包絡される。 積雪の評価に包絡される。(No.6 参照)
		浸水	
4	河川の迂回	浸水	泊発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はななく、また、泊発電所周辺において氾濫することにより安全施設の機能に影響を及ぼすような河川はないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 周辺に砂丘等がないため考慮しない。 発生を反定してもその影響は火山の影響 (No.8) の評価に包絡される。 なお、黄砂については、換気空調設備の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、また、容易に清掃又は取替えが可能であることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		荷重	
5	砂嵐 (塩を含んだ嵐)	閉塞	泊発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はななく、また、泊発電所周辺において氾濫することにより安全施設の機能に影響を及ぼすような河川はないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 周辺に砂丘等がないため考慮しない。 発生を反定してもその影響は火山の影響 (No.8) の評価に包絡される。 なお、黄砂については、換気空調設備の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、また、容易に清掃又は取替えが可能であることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		設備の浸水	
6	積雪 ※詳細は補足 1-2 参照	閉塞	原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し、機能喪失すること、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。
		荷重	
6	積雪 ※詳細は補足 1-2 参照	荷重	原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し、機能喪失すること、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。
		荷重 (堆積)	

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (2/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
6	積雪 ※詳細は補足1-2 参照	荷重  荷重 (堆積)	<p>想定される起因事象等</p> <p>原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているアニュラス空気浄化設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室が物理的又は積雪(雪融け水含む)の影響により機能喪失し、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室空調装置、安全補機閉閉器室空調装置、蓄電池室空調装置、補助建屋空調装置又は試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>ディーゼル発電機建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。</p> <p>タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。</p> <p>循環水ポンプ建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>電気建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>275kV 開閉所、66kV 開閉所(後備用)、変圧器が積雪荷重により物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p>

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (3/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
6	積雪 ※詳細は補足1-2 参照	荷重	燃料油貯油槽タンク室の頂版が積雪荷重により崩落した場合に、ディーゼル発電機燃料油貯油槽の機能喪失に至り、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 積雪荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 積雪荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合、主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 積雪荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 積雪荷重によりタービン動補給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。
		荷重 (堆積)	
7	高潮	電気的影響	送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
		閉塞 (給気等)	積雪によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合、ディーゼル発電機が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 積雪により原子炉建屋給気ガラの外気取入口が閉塞した場合、制御用空気圧縮機室換気装置、電動補給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 積雪により主蒸気管室給気ガラの外気取入口が閉塞した場合、タービン動補給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照	浸水	津波の評価に包絡される。
		荷重	原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。



過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (4/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照	荷重  荷重 (堆積)	原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているエアニューラス空気浄化設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。 原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室空調装置、安全補機閉閉器室空調装置、蓄電池室空調装置、補助建屋空調装置又は試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 ディーゼル発電機建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。 タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。 循環水ポンプ建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。 電気建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している計装盤等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (5/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
8	<p>火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照</p> <p>閉塞 (海水系)</p> <p>海水ストレーナ等の閉塞</p> <p>閉塞 (給気等)</p> <p>給気口等の閉塞</p> <p>腐食</p> <p>電氣的影響</p>	<p>275kV 開閉所, 66kV 開閉所 (後備用), 変圧器が降下火砕物の堆積荷重により物理的に損傷し, 機能喪失すること, 「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>燃料油貯油槽タンク室の頂版が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に, ディーゼル発電機燃料油貯油槽の機能喪失に至り, ディーゼル発電機が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合, 「全交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>降下火砕物の堆積荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合に, ディーゼル発電機が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合, 「全交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>降下火砕物の堆積荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合に, 主蒸気逃がし弁が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>降下火砕物の堆積荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合に, 主蒸気安全弁が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>降下火砕物の堆積荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合に, タービン動補助給水ポンプが機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>海水中の降下火砕物が高濃度な場合に, 熱交換器の伝熱管及び伝熱板, 海水ポンプ軸受の異常摩耗や海水ストレーナの閉塞により, 原子炉補機冷却海水系が機能喪失すること, 「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ及び循環水系が機能喪失すること, 「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気口, 吸気口が閉塞した場合, ディーゼル発電機設備が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合, 「全交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により原子炉建屋給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に, 制御用空気圧縮機室換気装置, 電動補助給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に, タービン動補助給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失すること, 「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>降下火砕物の付着又は降下火砕物が混入した海水の取水による腐食については, 屋外設備表面や直接海水が接触する部分には耐食性の材料の使用や塗装 (アクリルシリコン樹脂系, シリコン樹脂系又はエポキシ樹脂系) (ライニングを含む。) が施されており腐食の抑制効果が考えられること, 腐食の進展速度の遅さを考慮し, 適切な保全管理が可能であることから, 本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。</p> <p>降下火砕物の付着による送電線の相間短絡</p>

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (6/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
9	雪崩	荷重 荷重 (衝突)	安全施設の機能に影響を及ぼすような雪崩が発生する可能性は低いことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
10	生物学的事象	閉塞 (海水系)	大量発生したクラゲ等の海生生物により取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオが考えられるが、除塵設備により海生生物等の襲来への対策を実施しており、取水口、海水ストレーナ等の閉塞は考え難いため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		電気的影響	小動物が屋外設置の端子箱内等に侵入した場合、相間短絡又は地絡を起こし、外部電源の一部が喪失する可能性がある。ただし、複数系統ある外部電源が同時に機能喪失する可能性は極めて低いことから、「外部電源喪失」に至るシナリオは考え難いため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
11	海岸侵食	冷却機能低下	海岸侵食は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能であることから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
12	干ばつ	渇水	泊発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はななく、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
13	洪水	浸水	津波以外の洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫等が考えられるが、泊発電所周辺にダムや堰堤はなく、また、敷地周辺の河川は、いずれも発電所とは丘陵地により隔てられている。したがって、本事象によるプラントへの影響はないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		荷重	竜巻の評価に包絡される。(No.15 参照)
14	風 (台風)	荷重 (衝突)	
		閉塞 (海水系)	
15	竜巻 ※詳細は補足1-4参照	荷重 (風及び気圧差)	タービン建屋が風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、建屋上層階に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失すること、「過渡事象」に至るシナリオ。 タービン建屋が風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、建屋上層階に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失すること、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (7/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
15	<p>竜巻 ※詳細は補足1-4参照</p>	<p>荷重 (風及び気圧差)</p> <p>荷重 (衝突)</p>	<p>想定される起因事象等</p> <p>循環水ポンプ建屋が風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、建屋上層階に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重及び気圧差荷重により275kV開閉所、66kV開閉所(後備用)、変圧器又は送電線が物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により制御用空気圧縮機室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により電動補助給水ポンプ室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重によりディーゼル発電機室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重によりタービン補助給水ポンプ室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により主蒸気管室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により中央制御室空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により安全補機開閉器室空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により蓄電池室排気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により補助建屋空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により試料採取室空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重により275kV開閉所、66kV開閉所(後備用)、変圧器又は送電線が損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重により排気筒が損傷した場合、アニュラス空気浄化設備が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。</p>

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (8 / 11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
15	竜巻 ※詳細は補足1-4 参照	荷重  荷重 (衝突)	<p>想定される起回事象等</p> <p>飛来物の衝撃荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合、主蒸気逃がし弁が機能喪失すること で、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失すること で、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補助給水ポン プが機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管が損傷した場合、ディーゼル発電機 が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全 交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>原子炉建屋に設置している炉内核計測装置の付属機器が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷 した場合、炉内核計測装置が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している制御用空圧縮装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機 能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している補助給水設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能喪失 すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している1次系統水タンクが建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能 喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置しているブローダウン設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能 喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している制御棒駆動装置電源が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機 能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している原子炉トリップ遮断器盤が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷 し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している制御棒制御装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能喪 失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している主蒸気管室空調装置に建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機 能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している主蒸気管等が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能 喪失すること、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している燃料取替用水ピットが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により損傷 し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p>



過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (10/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
15	竜巻 ※詳細は補足1-4 参照	閉塞 (海水系)	飛来物が取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが、取水口は呑み口が広く、閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
16	濃霧	—	安全施設の機能が損なわれることはなく、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
17	森林火災 ※詳細は補足1-5 参照	温度	送電線が森林火災の輻射熱により損傷した場合に、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、設備等が損傷することはない。
18	霜・白霜	閉塞 (給気等)	給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
19	極高温	温度	建屋及び屋外機器への霜付着による影響はないため、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、空調設備が余裕を持って設計されていること、また、外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから、安全施設の機能が損なわれることはない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
20	氷晶	温度	泊発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
21	落雷 ※詳細は補足1-6 参照	屋内外計測制御設備に発生するノイズ	ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合に、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。
		電气的影響	ノイズにより安全保護回路以外の計測制御設備が誤動作した場合に、「過渡事象」、「主給水流量喪失」又は「手動停止」に至るシナリオ。 直撃雷により275kV開閉所（後備用）、変圧器又は送電線が損傷し、機能喪失すること で、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
		誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷	誘導雷サージにより計測制御設備が損傷した場合に、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (11/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
22	湖又は河川の水位低下	渇水	工業用水の枯渇
23	湖又は河川の水位上昇	浸水	設備の浸水
24	もや	—	—
25	塩害・塩雲	腐食	塩分による化学的影響
26	地滑り	荷重	荷重 (衝突)
27	カルスト	地盤安定性	建屋, 屋外設備の損傷
28	太陽フレア, 磁気嵐	電氣的影響	磁気嵐による誘導電流
29	高温水 (海水温高)	温度	冷却機能への影響
30	低温水 (海水温低)	温度	—



## 凍結事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起因事象の特定

## (1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

低温事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
- ③着氷による送電線の相間短絡

## (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
  - ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽及びディーゼル発電機燃料油貯油槽からサービスタンクまでの配管及び弁（以下「燃料油貯油槽等」という。）
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
  - ・取水設備（海水）
- ③着氷による送電線の相間短絡
  - ・送電線

## (3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
  - ・燃料油貯油槽等の凍結
    - 低温によって燃料油貯油槽等の軽油が凍結した場合に，ディーゼル発電機設備が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。仮に③の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交

流動力電源喪失」に至る。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって泊発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ

(4) 起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて，想定を超える凍結事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

・燃料油貯油槽等の凍結

ディーゼル発電機の燃料として使用している軽油は低温時の使用環境を考慮した油種としており，また，燃料油貯油槽等は地中に埋設されていることから，燃料油貯油槽等が凍結する可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

②ヒートシンク（海水）の凍結

(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として特定しない。

③着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できず，送電線の相間短絡による外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象や地震，津波レベル1 PRAにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，凍結を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンス

は新たに生じないと判断した。

## 積雪事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重
- ② 着雪による送電線の相間短絡
- ③ 給気口等の閉塞
- ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

- ① 建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重

< 建屋 >

- ・ 原子炉建屋
- ・ 原子炉補助建屋
- ・ タービン建屋
- ・ ディーゼル発電機建屋
- ・ 循環水ポンプ建屋
- ・ 電気建屋

< 屋外設備 >

- ・ 外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器）
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び付属配管（以下「燃料油貯油槽等」という。）
- ・ ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・ 主蒸気逃がし弁消音器
- ・ 主蒸気安全弁排気管
- ・ タービン動補助給水ポンプ排気管

- ② 着雪による送電線の相間短絡

- ・ 送電線

③給気口等の閉塞

- ・ディーゼル発電機の付属機器（給気口，吸気口）
- ・原子炉建屋給気ガラリ（外気取入口）
- ・主蒸気管室給気ガラリ（外気取入口）

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

- －（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重

<建屋>

・原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し，機能喪失することで，「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し，機能喪失することで，「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置しているアニュラス空気浄化設備が物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

・原子炉補助建屋

原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し，「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。

原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している中央制御室空調装置，安全補機開閉器室空調装置，蓄電池室空調装置，補助建屋空調装置又は試料採取室

空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機建屋

ディーゼル発電機建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ建屋

循環水ポンプ建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、復水設備が機能喪失し、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 電気建屋

電気建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

#### <屋外設備>

- 外部電源系（275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器）

275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器が積雪荷重により物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- 燃料油貯油槽等

燃料油貯油槽タンク室の頂版が積雪荷重により崩落し、その直下に設置している燃料油貯油槽等が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ディーゼル発電機の付属機器

積雪荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至る

シナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・主蒸気逃がし弁消音器

積雪荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合、主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・主蒸気安全弁排気管

積雪荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

積雪荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

②着雪による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

③給気口等の閉塞

- ・ディーゼル発電機の付属機器の閉塞

積雪によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・原子炉建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

積雪により原子炉建屋給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合、制御用空気圧縮機室換気装置、電動補助給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・補助建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

補助建屋給気ガラリの外気取入口は、地面より約 13m に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。

- ・主蒸気管室給気ガラリの外気取入口の閉塞

積雪により主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合、タービン動補助給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可

能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては，除雪を行うことから問題はない。

そのため①～③の影響評価の結果として，可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

#### (4) 起回事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて，想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

##### ①建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重

積雪事象が各建屋屋上や屋外設備の許容荷重を上回った場合には，(3)にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが，各建屋屋上の崩落や屋外設備が損傷するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

##### ②着雪による送電線の相間短絡

着雪に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える積雪事象に対しては発生を否定できず，送電線の着雪による短絡を想定した場合，外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起回事象として特定する。

##### ③給気口等の閉塞

積雪事象によりディーゼル発電機の給気口，吸気口が閉塞した場合には，(3)にて選定したシナリオが発生する可能性があるが，ディーゼル発電機の給気口，吸気口が閉塞するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

また，原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合には，(3)で選定したシナリオが発生する可能性があるが，原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞するような積雪事象は，積雪事象の進展速度



を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

## 2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、積雪を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

## 火山の影響に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち、火山性土石流といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については、影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重
- ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞
- ③降下火砕物による給気口等の閉塞
- ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡
- ⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重  
＜建屋＞
  - ・原子炉建屋
  - ・原子炉補助建屋
  - ・タービン建屋
  - ・ディーゼル発電機建屋

- ・循環水ポンプ建屋
  - ・電気建屋
- <屋外設備>
- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器）
  - ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び付属配管（以下「燃料油貯油槽等」という。）
  - ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
  - ・主蒸気逃がし弁消音器
  - ・主蒸気安全弁排気管
  - ・タービン動補助給水ポンプ排気管
- ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞
- ・原子炉補機冷却海水系
  - ・循環水系
- ③降下火砕物による給気口等の閉塞
- ・ディーゼル発電機の付属機器（給気口，吸気口）
  - ・原子炉建屋給気ガラリ（外気取入口）
  - ・主蒸気管室給気ガラリ（外気取入口）
- ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ・屋外設備全般
  - ・海水系機器
- ⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡
- ・送電線
- ⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化
- －（アクセスルート）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

<建屋>

・原子炉建屋

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に，その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に，その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し，機能喪失することで，「原子炉補機冷却機能

喪失」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているアニュラス空気浄化設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉補助建屋

原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。

原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室空調装置，安全補機閉器室空調装置，蓄電池室空調装置，補助建屋空調装置又は試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機建屋

ディーゼル発電機建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- タービン建屋

タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ建屋

循環水ポンプ建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、復水設備が機能喪失し、「過渡事

象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- ・電気建屋

電気建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器）

275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器が降下火砕物の堆積荷重により物理的に損傷し，機能喪失することで，「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・燃料油貯油槽等

燃料油貯油槽タンク室の頂版が降下火砕物の堆積荷重により崩落し，その直下に設置している燃料油貯油槽等が損傷した場合に，ディーゼル発電機が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・ディーゼル発電機の付属機器

降下火砕物の堆積荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合に，ディーゼル発電機が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・主蒸気逃がし弁消音器

降下火砕物の堆積荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合に，主蒸気逃がし弁が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

- ・主蒸気安全弁排気管

降下火砕物の堆積荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合に，主蒸気安全弁が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

降下火砕物の堆積荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合に，タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

- ・原子炉補機冷却海水系及び循環水系

海水中の降下火砕物が高濃度な場合には，熱交換器の伝熱管及び伝熱板，海水ポンプ軸受の異常摩耗や海水ストレーナの閉

塞により、原子炉補機冷却海水系が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ及び循環水系が機能喪失することで「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

③降下火砕物による給気口等の閉塞

- ・ディーゼル発電機の付属機器の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・原子炉建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

降下火砕物により原子炉建屋給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に、制御用空気圧縮機室換気装置、電動補助給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・補助建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

補助建屋給気ガラリの外気取入口は、地面より約 13m に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。また、外気取入口への降下火砕物の吸込みにより外気取入口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

- ・主蒸気管室給気ガラリの外気取入口の閉塞

降下火砕物により主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に、タービン動補助給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

- ・屋外設備全般

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（アクリルシリコン樹脂系又はシリコン樹脂系）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断したため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

- ・海水系機器

降下火砕物が混入した海水を取水することによる腐食については、海水が直接接触する部分には耐食性のある材料の使用や塗装（エポキシ樹脂系）（ライニングを含む。）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、

適切な保全管理が可能と判断したため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、水分を吸収することによって、相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対するの裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

降下火砕物の堆積が各建屋屋上や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3)①にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋屋上の崩落や屋外設備が損傷するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

循環水系の降下火砕物による閉塞又は循環水ポンプ軸受の異常摩耗による損傷の可能性を否定できないことから、循環水系の損傷に伴う手動停止は考えられるため、起回事象として特定する。

③降下火砕物による給気口等の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口若しくは吸気口への堆積によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合には、(3)③で選定したシナリオが発生する可能性があるが、ディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの取替えが可能であるこ

とから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

また、原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合には、(3)③で選定したシナリオが発生する可能性があるが、原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの取替えが可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物の付着及び降下火砕物が混入した海水の取水による腐食については、(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。

⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送電線は、発電所内外の広範囲にわたり、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

## 2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失及び手動停止を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。



## 竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため、飛来物が直接衝突する壁は損傷し、その1つ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。

- ①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・原子炉補助建屋
- ・タービン建屋
- ・ディーゼル発電機建屋
- ・循環水ポンプ建屋
- ・電気建屋

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・排気筒

- ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・主蒸気逃がし弁消音器
- ・主蒸気安全弁排気管
- ・タービン動補助給水ポンプ排気管
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

<屋内設備>

- ・制御用空気圧縮機室換気装置
- ・電動補助給水ポンプ室換気装置
- ・ディーゼル発電機室換気装置
- ・タービン動補助給水ポンプ室換気装置
- ・主蒸気管室換気装置
- ・中央制御室空調装置
- ・安全補機開閉器室空調装置
- ・蓄電池室排気装置
- ・補助建屋空調装置
- ・試料採取室空調装置

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・原子炉補助建屋
- ・タービン建屋
- ・ディーゼル発電機建屋
- ・循環水ポンプ建屋
- ・電気建屋

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
- ・排気筒
- ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・主蒸気逃がし弁消音器
- ・主蒸気安全弁排気管
- ・タービン動補助給水ポンプ排気管
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

<屋内設備>

- ・炉内核計測装置の付属機器
- ・制御用空気圧縮装置
- ・補助給水設備
- ・1次系純水タンク

- ・ブローダウン設備
  - ・制御棒駆動装置電源
  - ・原子炉トリップ遮断器盤
  - ・制御棒制御装置
  - ・主蒸気管室空調装置
  - ・主蒸気管等
  - ・燃料取替用水ピット
  - ・原子炉補機冷却水サージタンク
  - ・空調用冷水膨張タンク
  - ・中央制御室空調装置
  - ・安全補機開閉器室空調装置
  - ・蓄電池室排気装置
  - ・補助建屋空調装置
  - ・試料採取室空調装置
  - ・ディーゼル発電機
  - ・タービン及び発電機
  - ・給水設備
  - ・循環水ポンプ
  - ・原子炉補機冷却海水ポンプ
  - ・2次系設備及び電気系設備の制御盤
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ・①及び②にて選定した設備等
- ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ・取水口
- ⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化
- －（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

・原子炉建屋

原子炉建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定して

も建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

- 原子炉補助建屋

原子炉建屋同様、原子炉補助建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉補助建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

- ディーゼル発電機建屋

原子炉建屋同様、ディーゼル発電機建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、ディーゼル発電機建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

- タービン建屋

タービン建屋は、建屋上層部は鉄骨造である。万一、風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に、建屋上層階に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

また、建屋上層階に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ建屋

循環水ポンプ建屋上層部は鉄骨造である。万一、風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に、建屋上層階に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 電気建屋

原子炉建屋同様、電気建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンク

リート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，電気建屋設計時の地震荷重よりも小さく，建屋の頑健性は維持されると考えるため，シナリオの選定は不要である。

#### <屋外設備>

- 外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）  
風荷重及び気圧差荷重により 275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器又は送電線が物理的に損傷し，機能喪失することで，「外部電源喪失」に至るシナリオ。
- 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貯油槽は地下に設置されており，風荷重の影響を受けないことから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもディーゼル発電機燃料油貯油槽の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- 排気筒  
排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- ディーゼル発電機の付属機器  
ディーゼル発電機の付属機器は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもディーゼル発電機の付属機器の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- 主蒸気逃がし弁消音器  
主蒸気逃がし弁消音器は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても主蒸気逃がし弁消音器の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- 主蒸気安全弁排気管  
主蒸気安全弁排気管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超

える風荷重を想定しても主蒸気安全弁排気管の頑健性は維持されると考えられるため、シナリオの選定は不要である。

- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

タービン動補助給水ポンプ排気管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもタービン動補助給水ポンプ排気管の頑健性は維持されると考えられるため、シナリオの選定は不要である。

- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管の頑健性は維持されると考えられるため、シナリオの選定は不要である。

#### <屋内設備>

- ・制御用空気圧縮機室換気装置

気圧差荷重により制御用空気圧縮機室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・電動補助給水ポンプ室換気装置

気圧差荷重により電動補助給水ポンプ室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・ディーゼル発電機室換気装置

気圧差荷重によりディーゼル発電機室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・タービン動補助給水ポンプ室換気装置

気圧差荷重によりタービン動補助給水ポンプ室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・主蒸気管室換気装置

気圧差荷重により主蒸気管室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・中央制御室空調装置

中央制御室空調装置は、原子炉補助建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。中央制御室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

なお、それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室

の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため複数の信号系損傷により制御不能に至るシナリオの選定は不要である。

- 安全補機開閉器室空調装置

気圧差荷重により安全補機開閉器室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 蓄電池室排気装置

気圧差荷重により蓄電池室排気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 補助建屋空調装置

気圧差荷重により補助建屋空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで「手動停止」に至るシナリオ。

- 試料採取室空調装置

気圧差荷重により試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、<屋内設備>で選定する。

<屋外設備>

- 外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- 排気筒

飛来物の衝撃荷重により排気筒が損傷した場合，アニュラス空気浄化設備が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機の付属機器

飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合，ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至る。

- 主蒸気逃がし弁消音器

飛来物の衝撃荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合，主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至る。

るシナリオ。

- 主蒸気安全弁排気管

飛来物の衝撃荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- タービン動補助給水ポンプ排気管

飛来物の衝撃荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

#### <屋内設備>

- 炉内核計測装置

原子炉建屋に設置している炉内核計測装置の付属機器が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷した場合、炉内核計測装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 制御用空気圧縮装置

原子炉建屋に設置している制御用空気圧縮装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 補助給水設備

原子炉建屋に設置している補助給水設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 1次系純水タンク

原子炉建屋に設置している1次系純水タンクが建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ブローダウン設備

原子炉建屋に設置しているブローダウン設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 制御棒駆動装置電源

原子炉建屋に設置している制御棒駆動装置電源が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失するこ



とで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉トリップ遮断器盤

原子炉建屋に設置している原子炉トリップ遮断器盤が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 制御棒制御装置

原子炉建屋に設置している制御棒制御装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 主蒸気管室空調装置

原子炉建屋に設置している主蒸気管室空調装置に建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 主蒸気管等

原子炉建屋に設置している主蒸気管等が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 燃料取替用水ピット

原子炉建屋に設置している燃料取替用水ピットが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉補機冷却水サージタンク

原子炉建屋に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。

- 空調用冷水膨張タンク

原子炉建屋に設置している空調用冷水膨張タンクが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 中央制御室空調装置

原子炉補助建屋に設置している中央制御室空調装置が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

なお、中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため複数の信号系損傷により制御不能に至るシナ