

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故等対策について(2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
d. 1 次冷却材漏えいの判断	・ 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ A 及び格納容器サンプ B 水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1 次冷却材漏えいの判断を行う。	—	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位
e. 補助給水系の機能喪失の判断	・ すべての補助給水流量計指示の合計が 75m ³ /h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。	【タービン動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】 【復水タンク】	—	補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	・ 1 次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と内部スプレ流量積算等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。	—	—	低温側安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 内部スプレ流量積算 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 格納容器圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度
g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動	・ 非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。	【原子炉格納容器水素燃焼装置】 【原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置】 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 燃料油貯油そう	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故等対策について(3/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備	・ 炉心出口温度 350℃ 以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。	—	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
i. 炉心損傷の判断	・ 炉心出口温度 350℃ 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認	・ 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。	【原子炉格納容器水素燃焼装置】 【原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置】 静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 燃料油貯油そう	—	—
k. 水素濃度監視	・ 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	燃料油貯油そう	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機 冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー 【可搬型アナリス内水素濃度計測装置】	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故等対策について(4/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1. 1 次冷却系強制減圧	炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1 次冷却材圧力計指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）又は可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）も準備する。	加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用） 【可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）】	1 次冷却材圧力
m. 代替格納容器スプレ イ及び原子炉下部キャ ビティ直接注水	- 格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を開始する。なお、炉心冷却については、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ直接注水は、溶融炉心の冠水に十分な水位（格納容器サンプ B 広域水位 65%）を確保するため、格納容器サンプ B 広域水位計指示が 65%で原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を停止、格納容器サンプ B 広域水位計指示が 65%から 69%の間で恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水タンク水が枯渇するまでに、燃料取替用水タンクから復水タンクへの切替えを行うとともに、海水を水源とする送水車による復水タンクへの補給操作を行う。 - 格納容器スプレイ系が作動している場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプ B 広域水位計指示が 65%以上となれば格納容器スプレイ再循環運転への切替えを実施し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。	恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 燃料油貯油そう 【C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】	タンクローリー 送水車	燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器広域圧力 格納容器内温度 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 復水タンク水位 内部スプレ流量積算 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故等対策について(5/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
n. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動	全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス循環排気系ダンパの代替空気（窒素ポンベ接続）供給を行い、アニュラス循環排気ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で A 又は B 中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環排気ファン アニュラス循環排気フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ（アニュラス排気弁等作動用）	—
o. 格納容器内自然対流冷却	- A 格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 - 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。	A 格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯油そう	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器広域圧力 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100%(2,432MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 （初期）	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	305.7+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 （初期）	51t（1 基当たり）	標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	69,500m ³	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

第 7.2.1.2.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	- 外部電源喪失時に非常用所内電源系統喪失 - 補助給水機能喪失 - 原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ直接注水及び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の喪失を設定。
	R C P シール部からの漏えい率（初期）	約 4.8m ³ /h（1 台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	WCAP-15603 のシールが健全な場合の漏えい率として 1 台当たり約 4.8m ³ /h（21gpm 相当）を設定。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

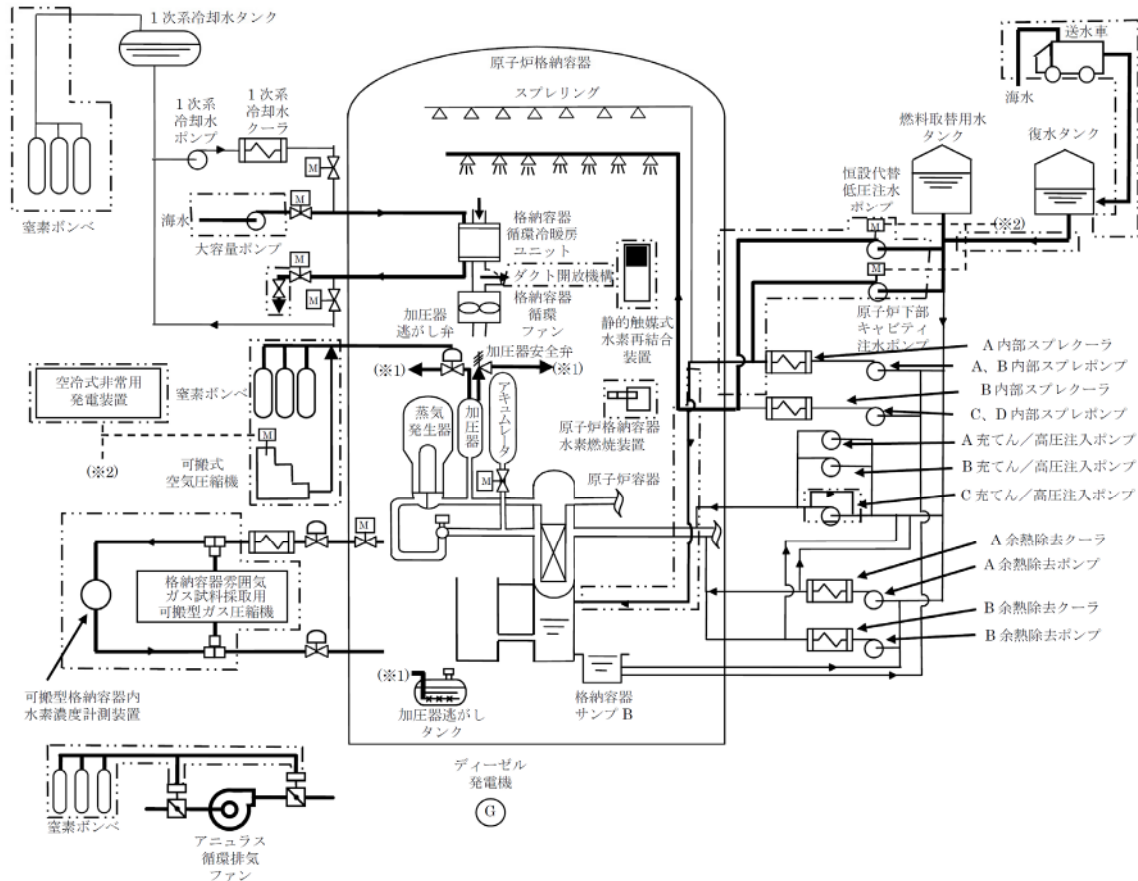
第 7.2.1.2.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	アキュムレータ保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）	最低の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h（1 個当たり） （2 個）	加圧器逃がし弁の設計値を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	120m ³ /h	設計上期待できる値として設定
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水流量	120m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器循環冷暖房ユニット	1 基 1 基当たりの除熱特性： 100℃～約 153℃、 約 8.1MW～約 13.9MW	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

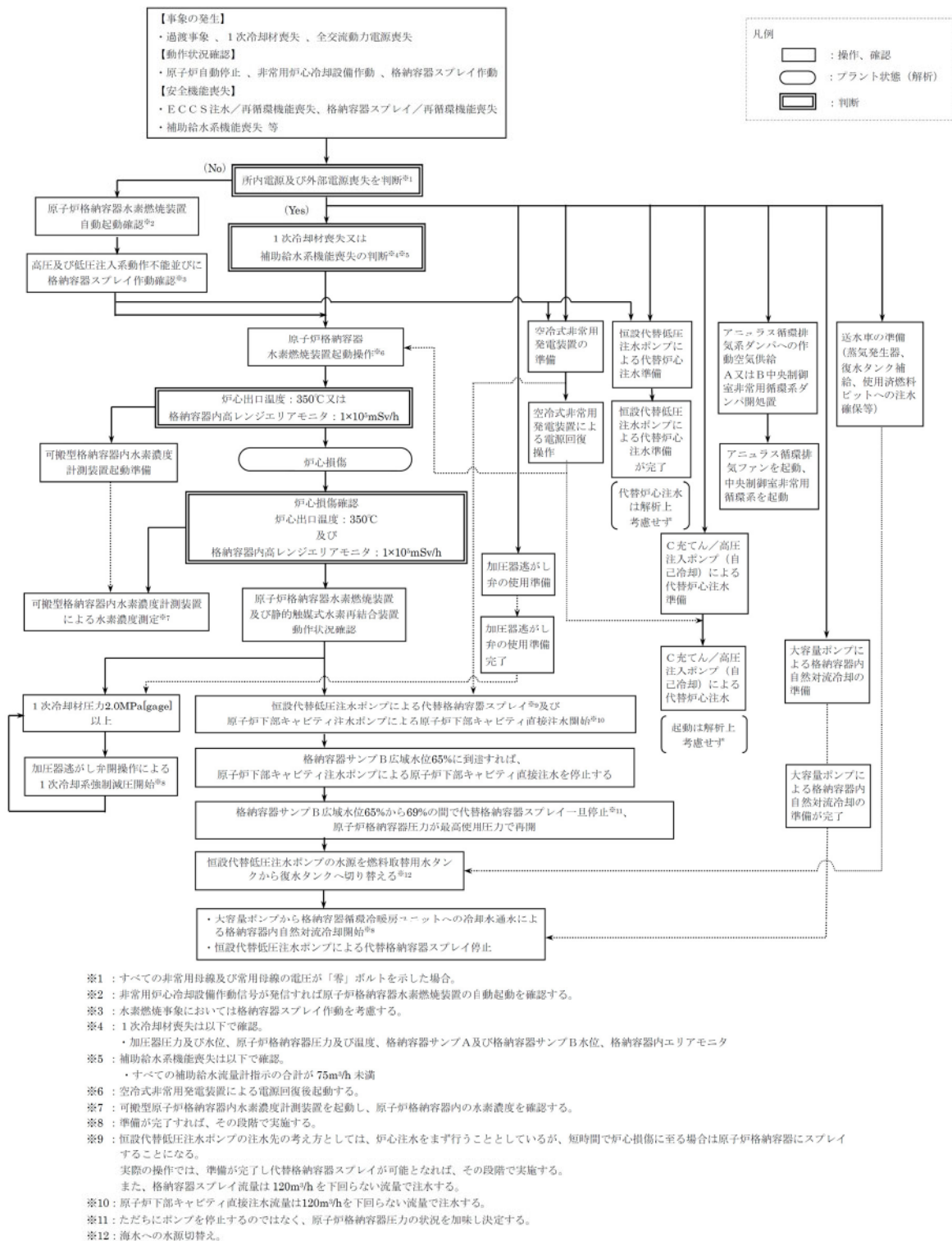
第 7.2.1.2.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（4/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始＋10 分	運転員操作時間を考慮して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの運転条件	開始	炉心溶融開始＋30 分	運転員操作時間を考慮して設定。
		一旦停止	格納容器サンプ B 広域水位 69%到達 （原子炉格納容器保有水量 1,700m ³ 相当） ＋ 原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件として設定。（燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 ＋30 分	運転員操作時間を考慮して設定。
		停止	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の運転条件	開始	炉心溶融開始＋30 分	運転員操作時間を考慮して設定。
		停止	格納容器サンプ B 広域水位 65%到達後	原子炉下部キャビティ直接注水の停止条件として設定。 なお、格納容器サンプ B 広域水位 65%は連通管上端位置（格納容器サンプ B 広域水位約 62%相当）を上回る水位。
	格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始		事象発生の 24 時間後	要員の召集、運転操作等を考慮して設定。

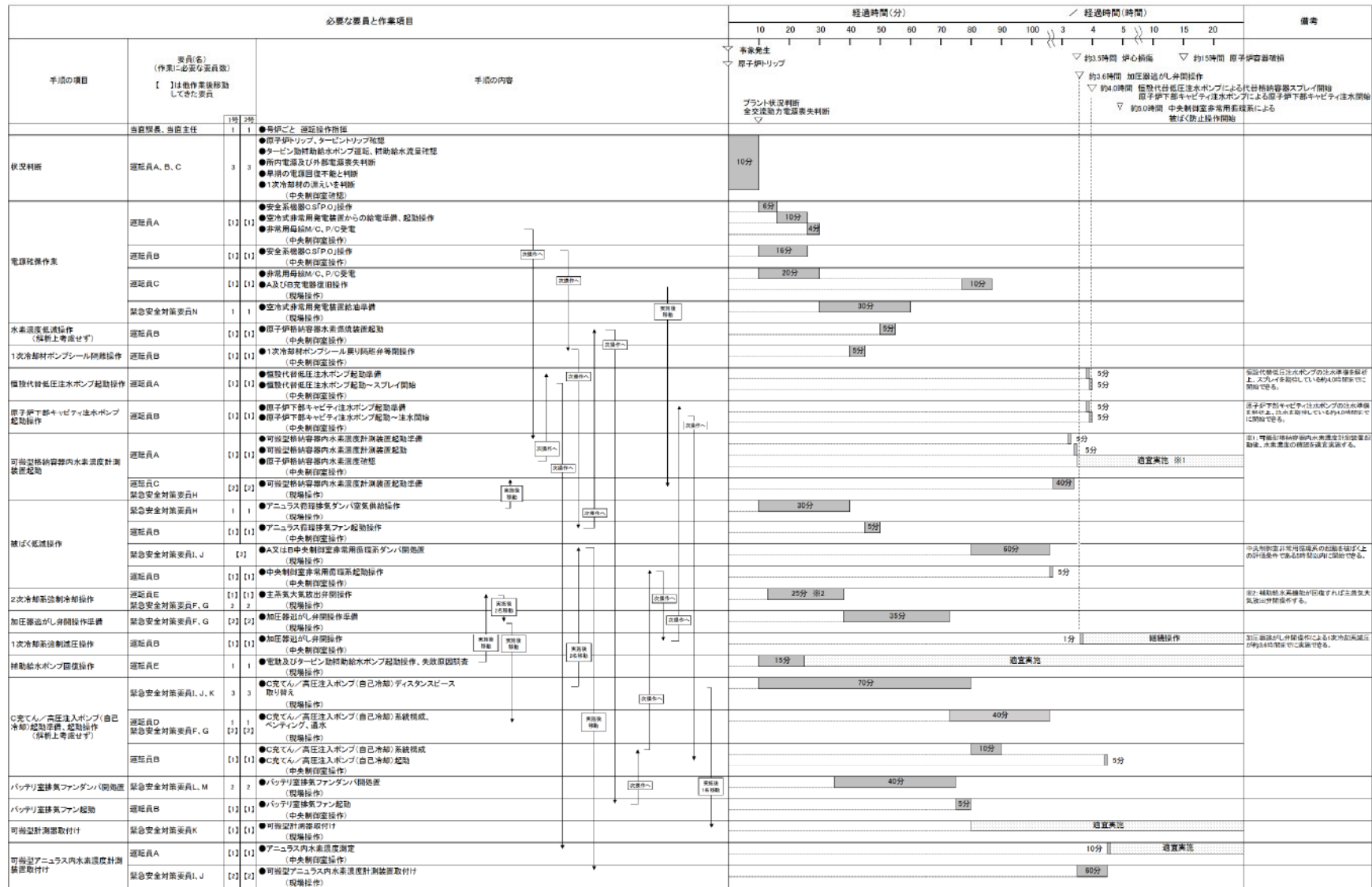
----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.2.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
の重大事故等対策の概略系統図

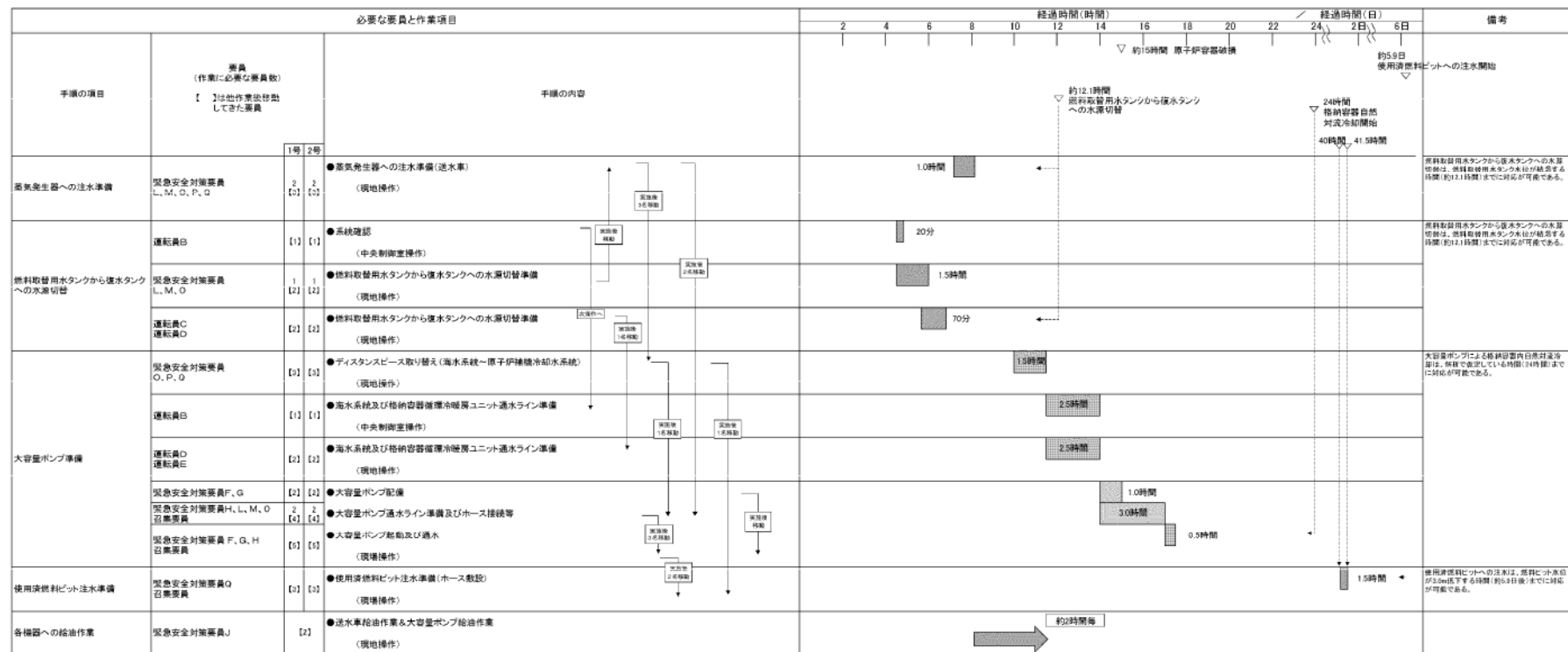


第 7.2.1.2.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要

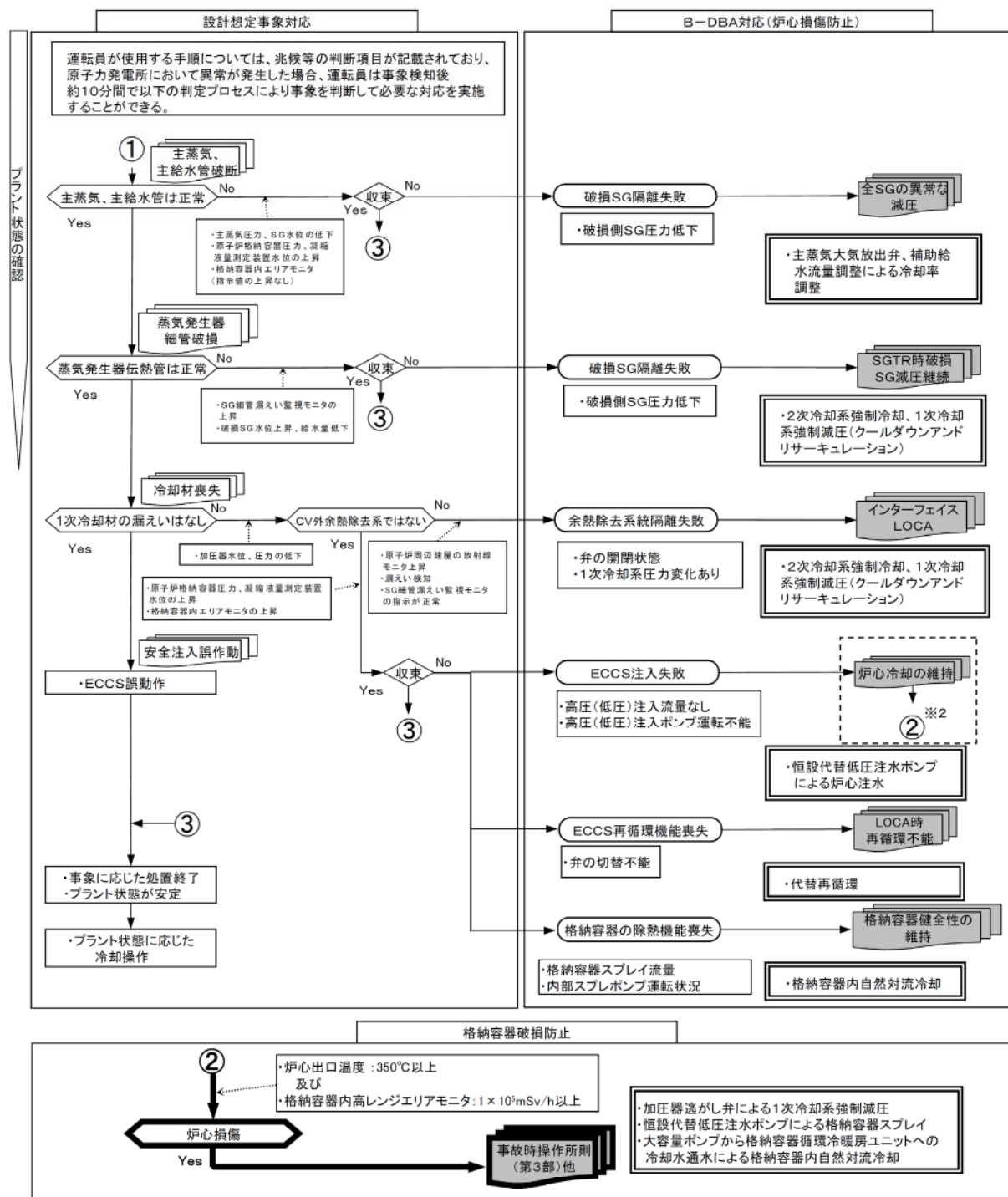


上記要員に加え、緊急時対策本部要員の名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 なお、各指定時間は操作場所、操作条件並びに美濃の設備移動を含む作業時間等を考慮した上で保守上の想定として設定したものであり、運転員は手続通りに従って各操作条件を満たせば指定作業を実施する。
 また、運転員が保守上設定した操作余裕時間内に対応できることは数値等に基づき確認している(一部の機材については指定時間により算出)。

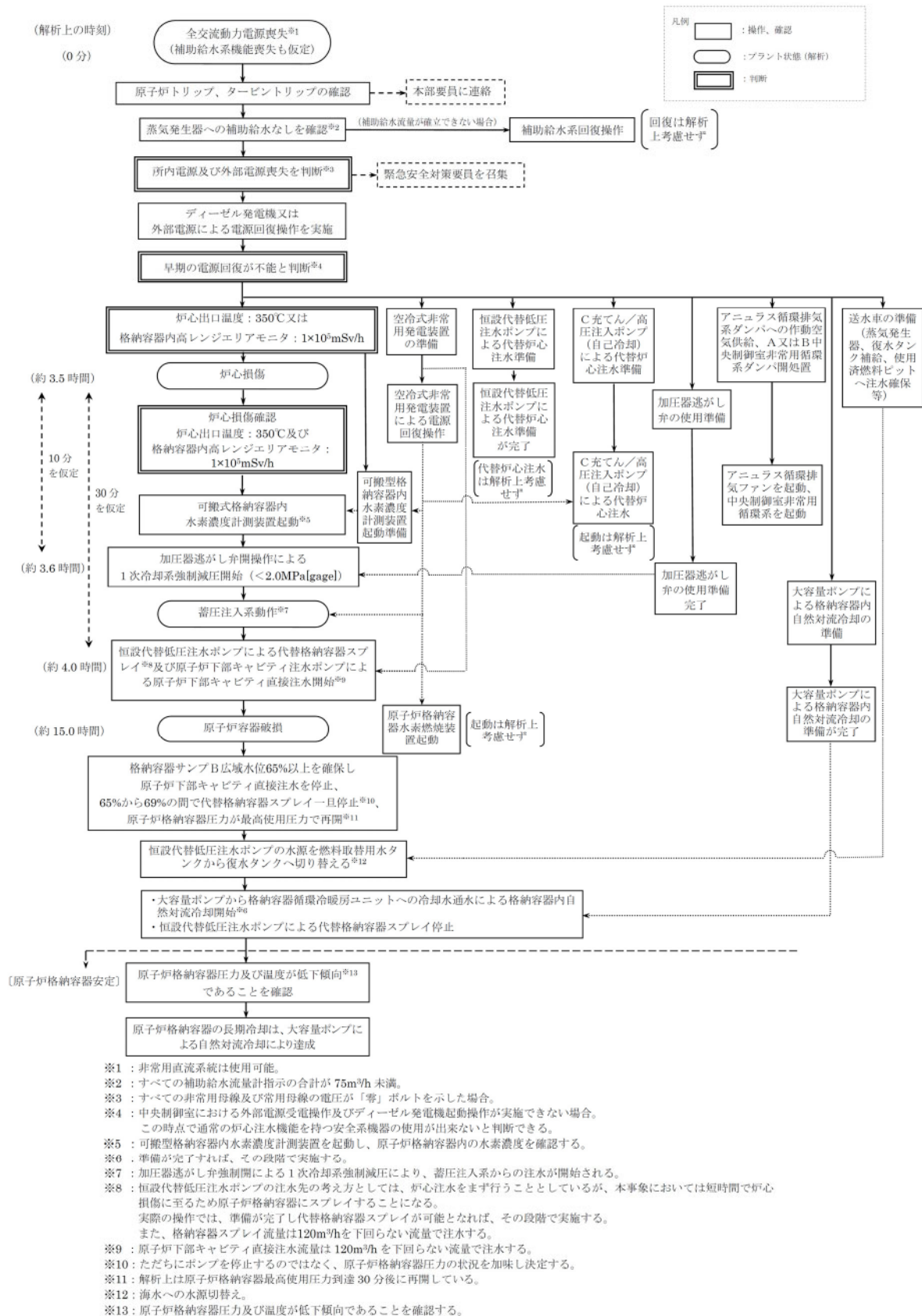
第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/2)



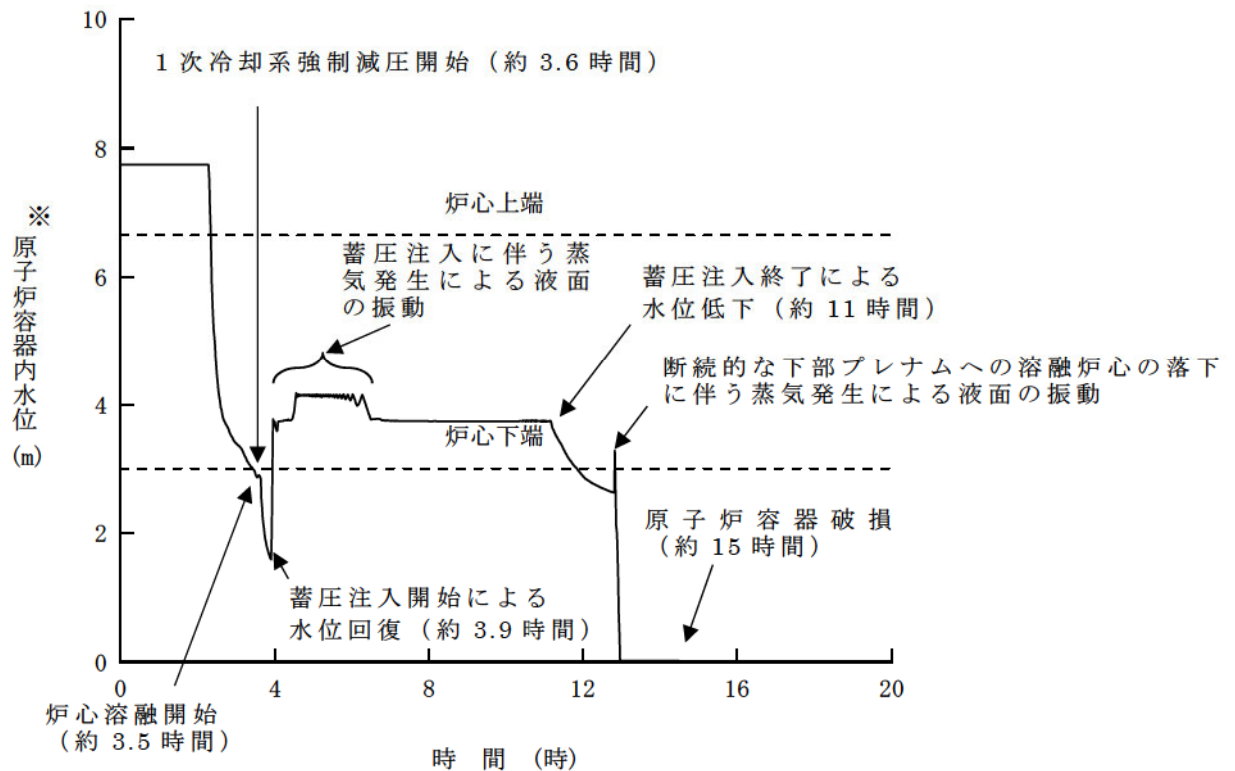
第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2 / 2)



第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」
の事象進展(判定プロセス)
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(2/2)

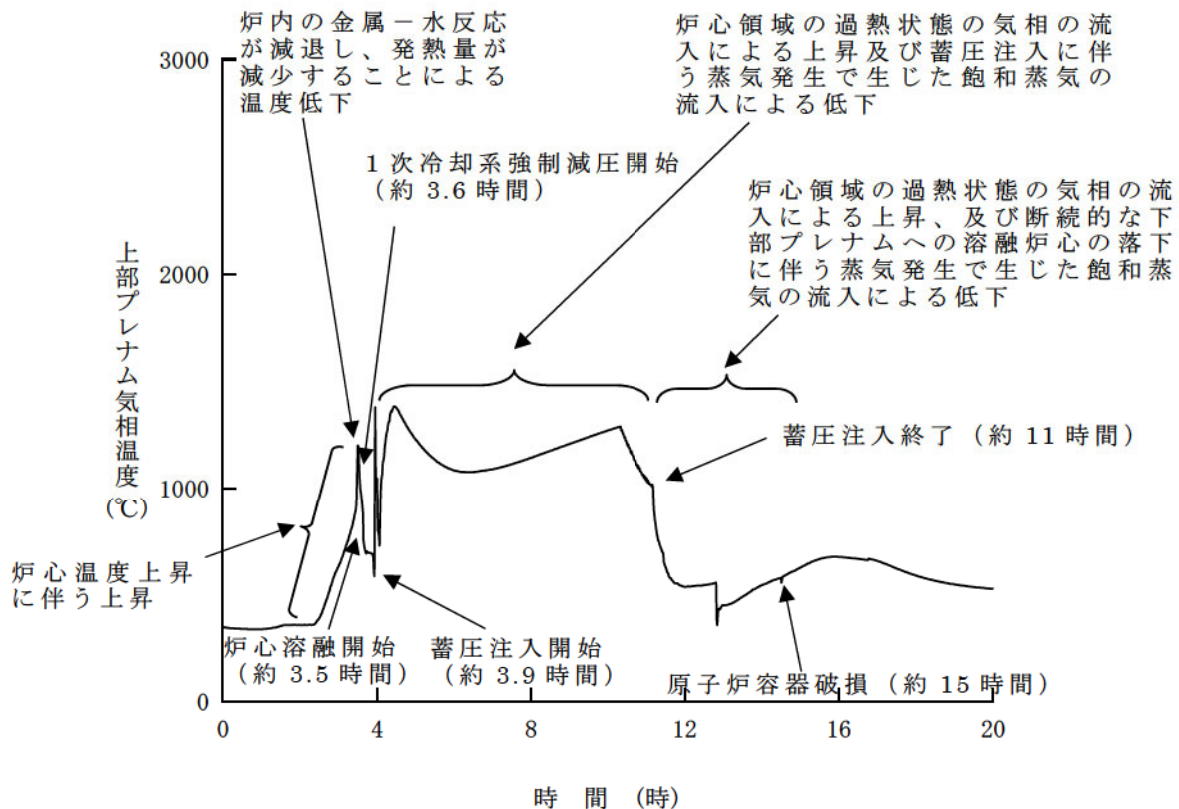


第 7.2.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
の事象進展（対応手順の概要）
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)

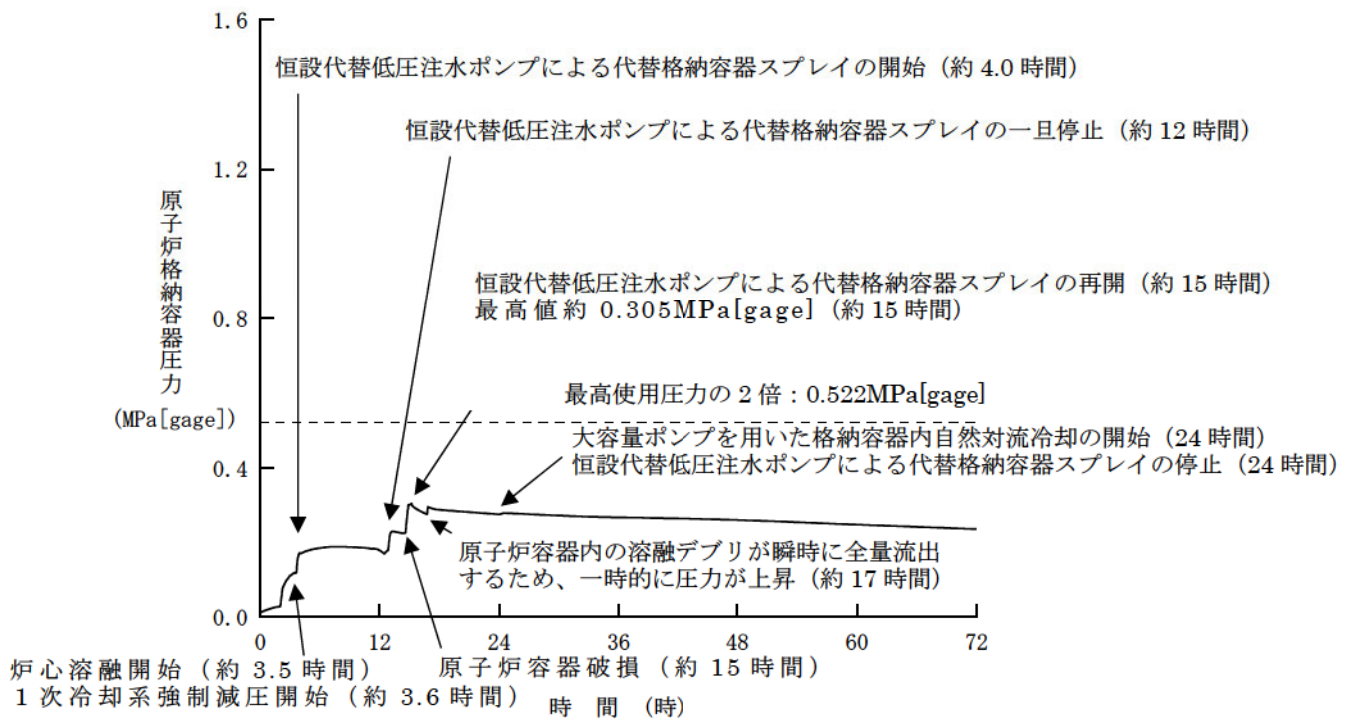


※：1 次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

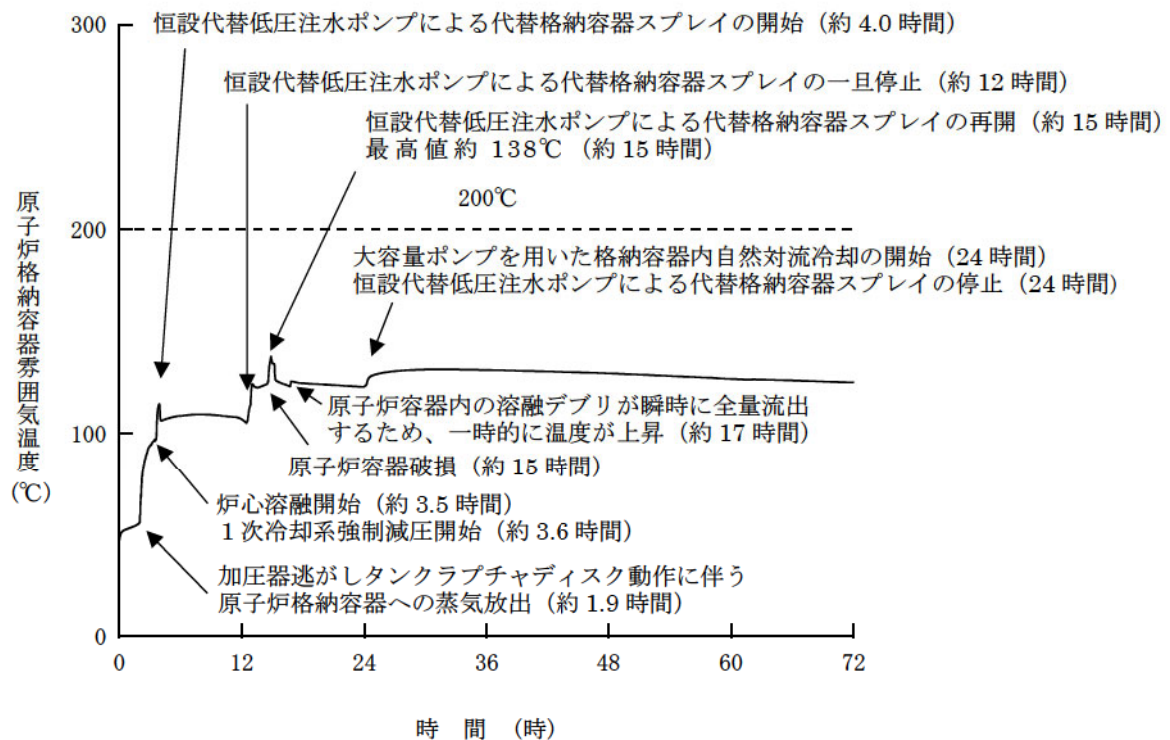
第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移



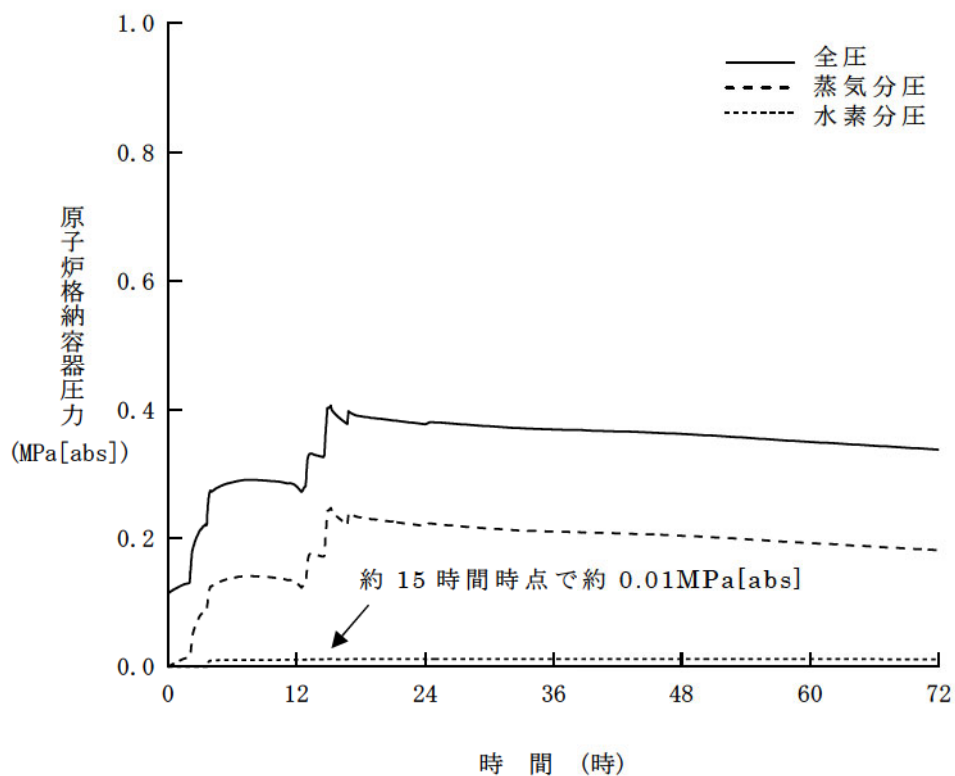
第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移



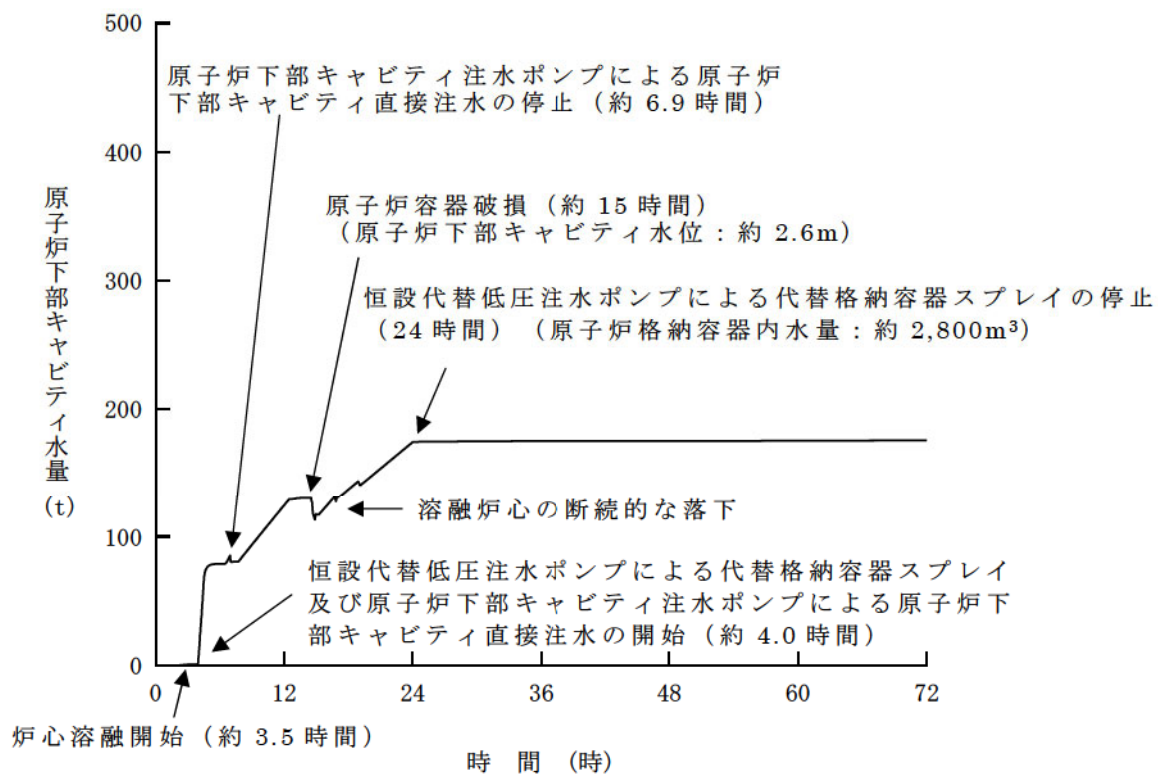
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



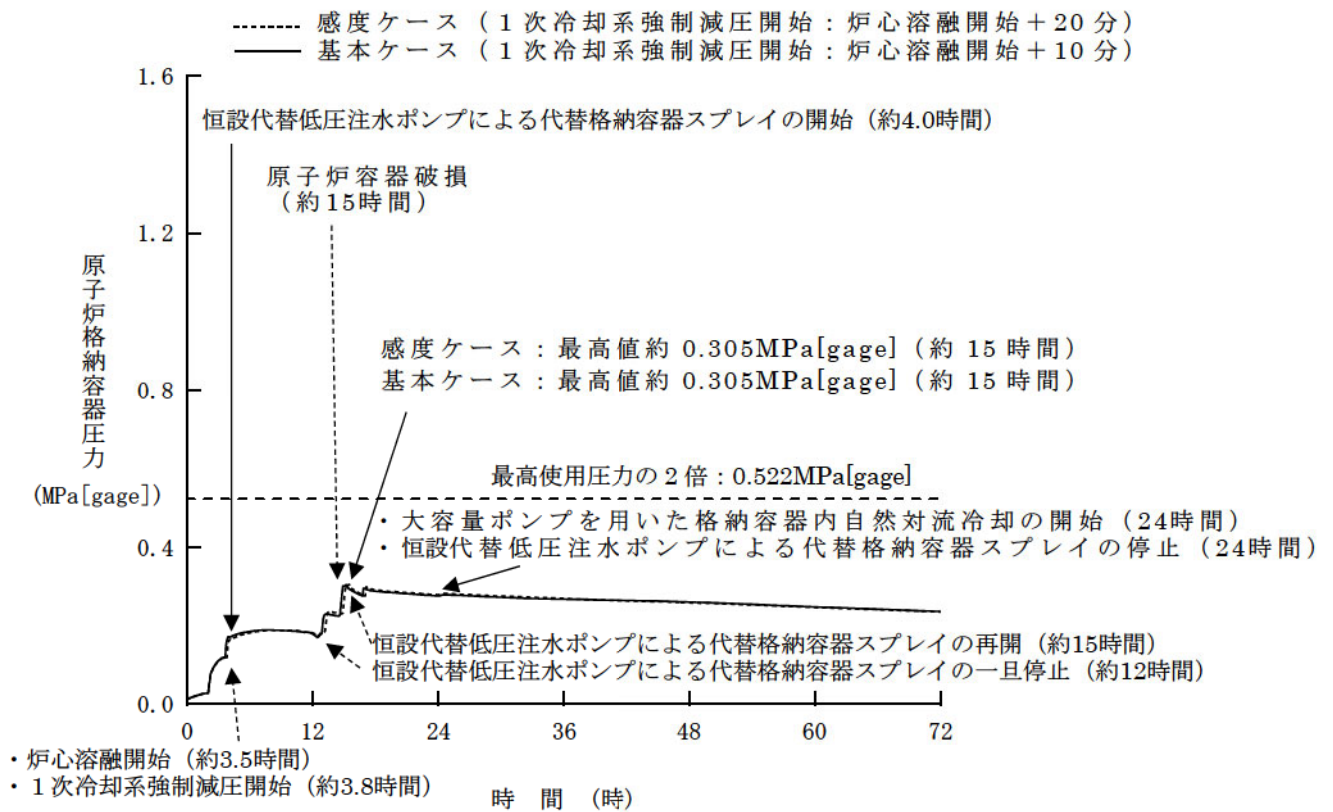
第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



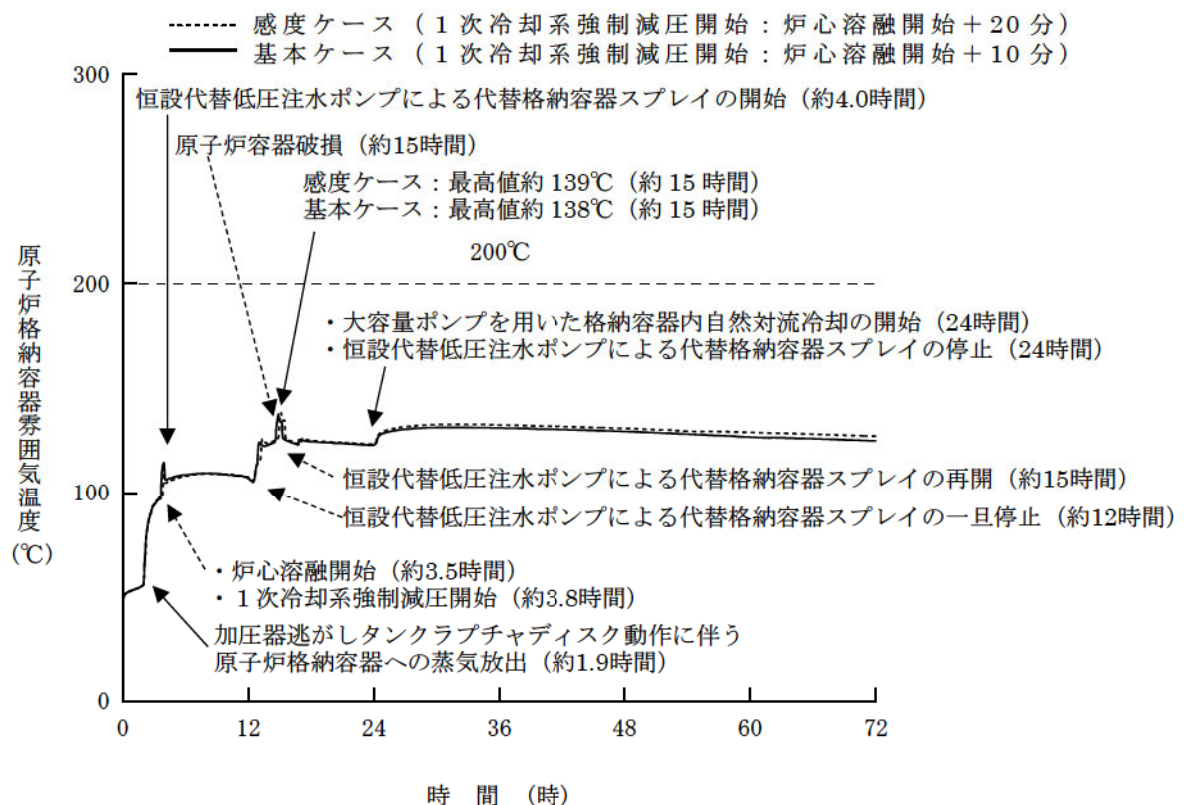
第 7.2.1.2.10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧)



第 7.2.1.2.11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



第 7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (加圧器逃がし弁開操作開始の時間余裕確認)



第 7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (加圧器逃がし弁開操作開始の時間余裕確認)

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、S E D、T E I、T E D、S E I、T E W、S L I、S L W及びS E Wがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、L O C A、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、E C C S再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に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。

したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次冷却系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。「T**」のうち、最も1次冷却材圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は「TED」に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配

管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、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
- ・ 手動停止時に補助給水機能、高圧注入機能、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
- ・ 過渡事象時に補助給水機能、高圧注入機能、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
- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、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
- ・ 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
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、高圧注入機能、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
- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能、高圧注入機能、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
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能、高圧注入機能、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
- ・ DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは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なる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水

ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達
- ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト
- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器内における原子炉容器内容融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融

- ・炉心損傷後の原子炉容器における 1 次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとして MAA P を使用する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.2.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」の第 7.2.1.2.4 図及び第 7.2.1.2.5 図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである 1 次冷却材圧力等の 1 次冷却系パラメータの変化を第 7.2.2.1 図及び第 7.2.2.2 図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.5時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.6時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約15時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。

なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.6時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。

b. 評価項目等

1次冷却材圧力は第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約15時間後における1次冷却材圧力は約0.23MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。

なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の

下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスを保ちつつ 1 次冷却材圧力は徐々に低下し、2.0MPa[gage]を下回った後においても低下傾向を維持することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。

(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認する。

(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。

(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発

生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。

7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次冷却系を強制減圧することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作及び原子炉下部キ

キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水操作に与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原

子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における熔融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、感度解析により、デ

ブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、アキュムレータ圧力と1次冷却材圧力

が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。

また、圧力スパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びアキュムレータ保持圧力並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制

減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレー操作及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水操作の開始が遅くなる。

また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレー再開操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器２次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなるため、２次冷却系による除熱効果が小さくなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による１次冷却系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレー操作及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水操作の開始が早くなる。また、蒸気発生器２次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが大きくなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレーの再開操作の開始が早くなる。

アキュムレータ保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の１次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなるため、2 次冷却系による除熱効果が小さくなり、事象進展が早くなる。このため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は高くなるが、炉心損傷を起点とする 1 次冷却系強制減圧により 1 次冷却材圧力の上昇を抑制することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アキュムレータ保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、アキュムレータ保持圧力を最確値(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第 7.2.2.3 図に示すとおり、1 次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の 1 次冷却材圧力が若干高く推移する。また、基本ケース及び感度ケースのいずれにおいても原子炉容器破損までに蓄圧注入は終了し、炉心冷却に寄与する蓄圧注入量は変わらないことから、蓄圧注入の開始及び終了が早くなる感度ケースの方が炉心溶融進展及び原子炉容器破損が早くなるが、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は約 0.22MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様であ

る。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の 20 分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で 1 次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。また、蒸気発生器 2 次側保有水量の不確かさにより 2 次冷却系による除熱効果が小さくなると、炉心損傷開始が早くなることで操作開始が早くなる。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を 10 分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.2.4 図に示すとおり、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は約 0.24MPa[gage] であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に 1 次冷却系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスを保ちつつ 1 次冷却材圧力は徐々に低下し、2.0MPa[gage]を下回った後においても低下傾向を維持する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で割った値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位よ

り水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。また、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まるが、基本ケース及び感度ケースのいずれにおいても原子炉容器破損までに蓄圧注入は終了し、炉心冷却に寄与する蓄圧注入量は変わらないことから、蓄圧注入の開始及び終了が早くなる感度ケースの方が炉心溶融進展及び原子炉容器破損は早くなる。ここで、感度ケースは10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始していることから、原子炉格納容器圧力は基本ケースに比べて若干高めに推移する。蓄圧注入終了後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力近傍まで低下することから、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は若干高くなるが、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内の操作時間余裕を評価する。

加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約0.23MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、20分以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運

転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において必要な水源、燃料及び電源は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心、水蒸気、

水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気加熱されることで、急速に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ことが特徴である。格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による１次冷却系強制減圧を整備している。

格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による１次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの１次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉容器破損時の１次冷却材圧力は評価項目を満足していることを確認した。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失においても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、加圧器逃がし弁を用いた１次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	$100\%(2,432\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 (初期)	$305.7 + 2.2^{\circ}\text{C}$	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	51t (1 基当たり)	標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	$69,500\text{m}^3$	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

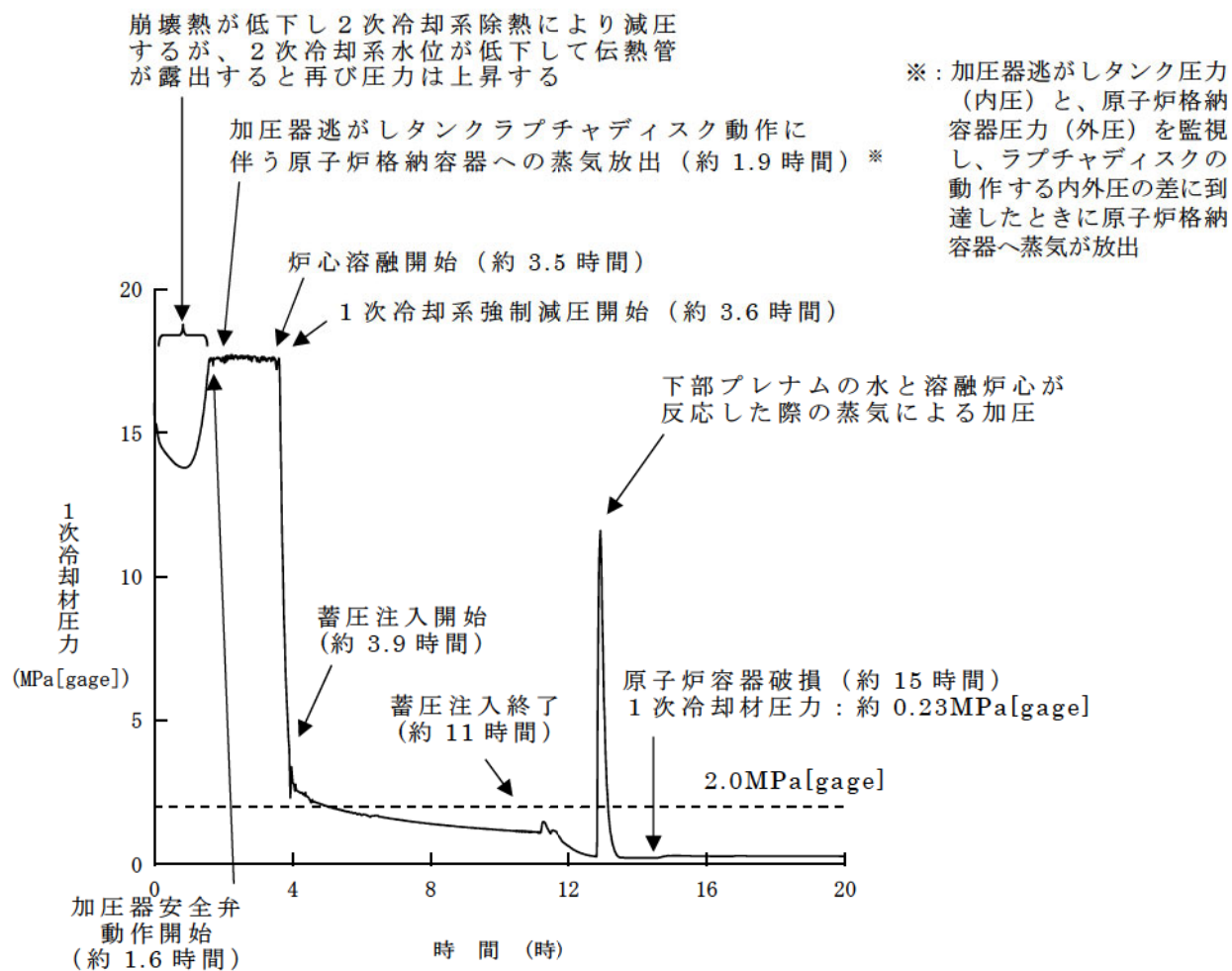
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 補助給水機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
	R C P シール部からの漏えい率(初期)	約 4.8m ³ /h (1 台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	WCAP-15603 のシールが健全な場合の漏えい率として 1 台当たり約 4.8m ³ /h (21gpm 相当) を設定。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (3/4)

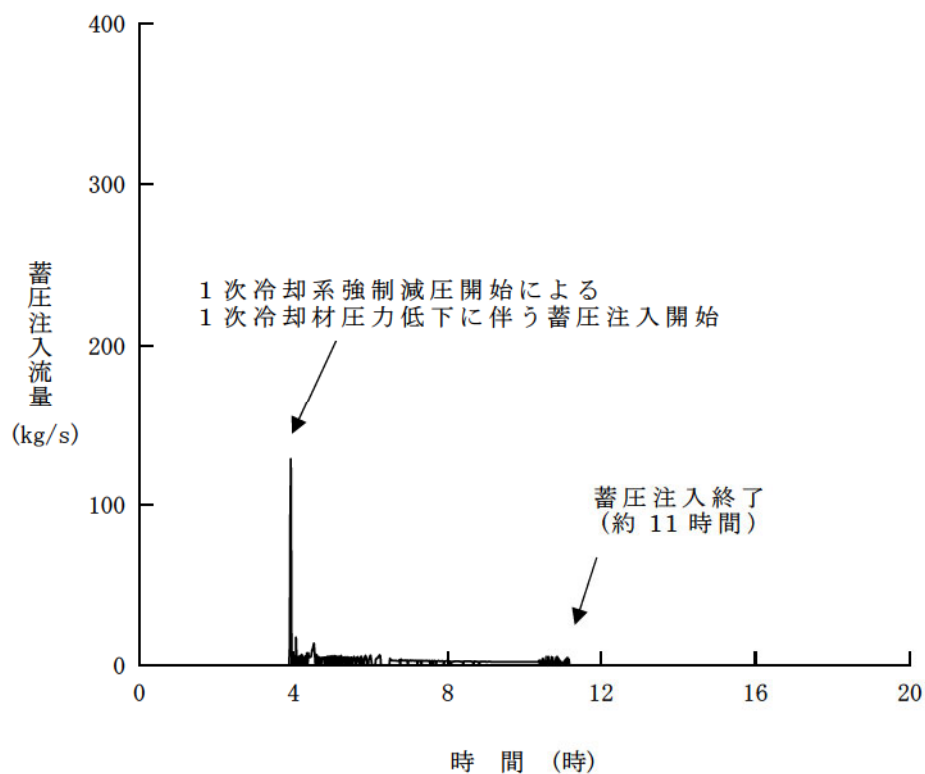
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	アキュムレータ保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替格納容器スプレイ流量	120m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	原子炉下部キャビティ注水 ポンプによる原子炉下部 キャビティ直接注水流量	120m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器 循環冷暖房ユニット	1 基 1 基当たりの除熱特性： 100℃～約 153℃、 約 8.1MW～約 13.9MW	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	T M I 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4/4)

項目			主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始＋10 分	運転員操作時間を考慮して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始＋30 分	運転員操作時間を考慮して設定。
		一旦停止	格納容器サンプ B 広域水位 69%到達 （原子炉格納容器保有水量 1,700m ³ 相当） ＋ 原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件として設定。（燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 ＋30 分	運転員操作時間を考慮して設定。
		停止	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の運転条件	開始	炉心溶融開始＋30 分	運転員操作時間を考慮して設定。
		停止	格納容器サンプ B 広域水位 65%到達後	原子炉下部キャビティ直接注水の停止条件として設定。 なお、格納容器サンプ B 広域水位 65%は連通管上端位置（格納容器サンプ B 広域水位約 62%相当）を上回る水位。
	格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始		事象発生の 24 時間後	要員の召集、運転操作等を考慮して設定。

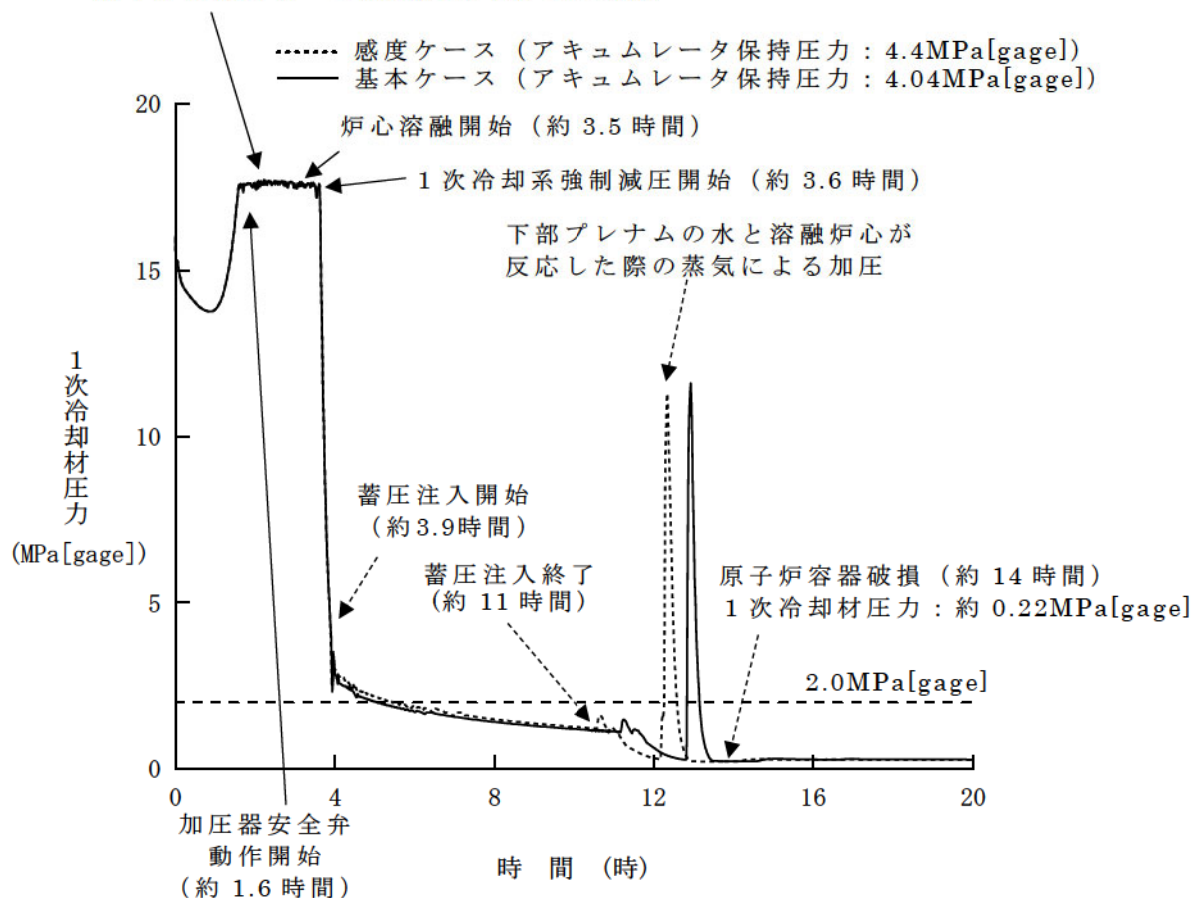


第 7.2.2.1 図 1 次冷却材圧力の推移



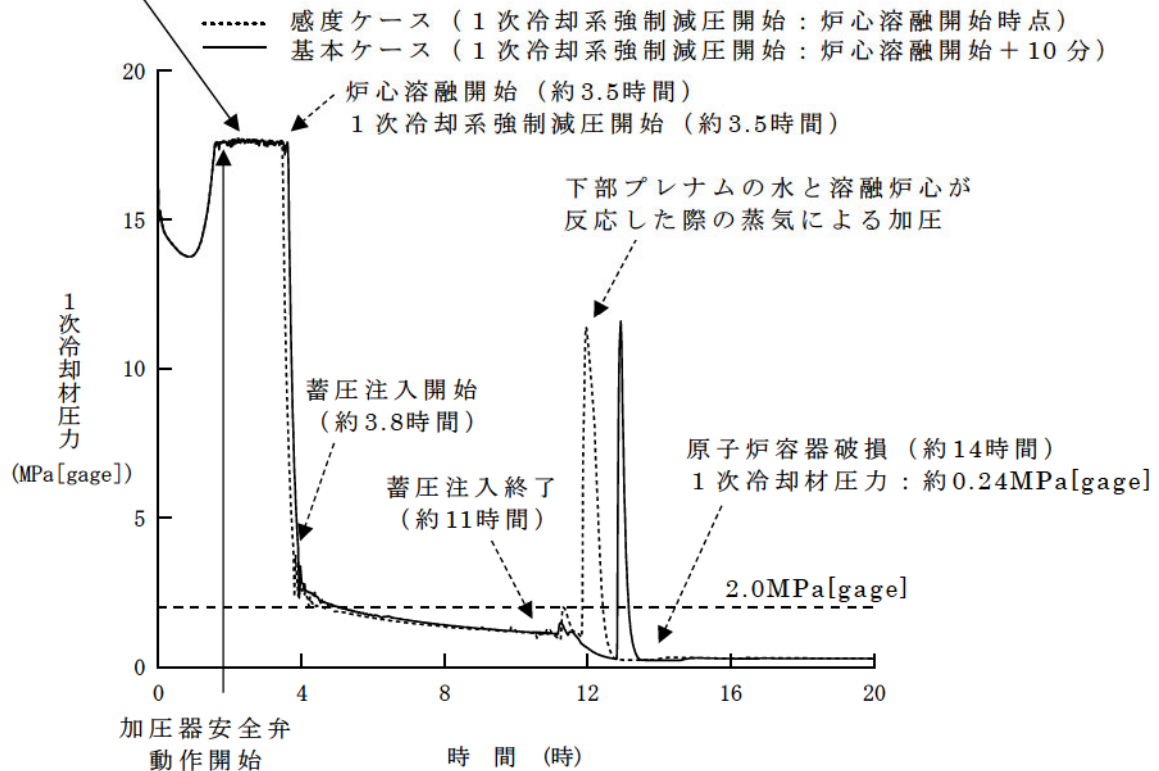
第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移

加圧器逃がしタンクラプチャディスク動作に伴う
原子炉格納容器への蒸気放出（約 1.9 時間）



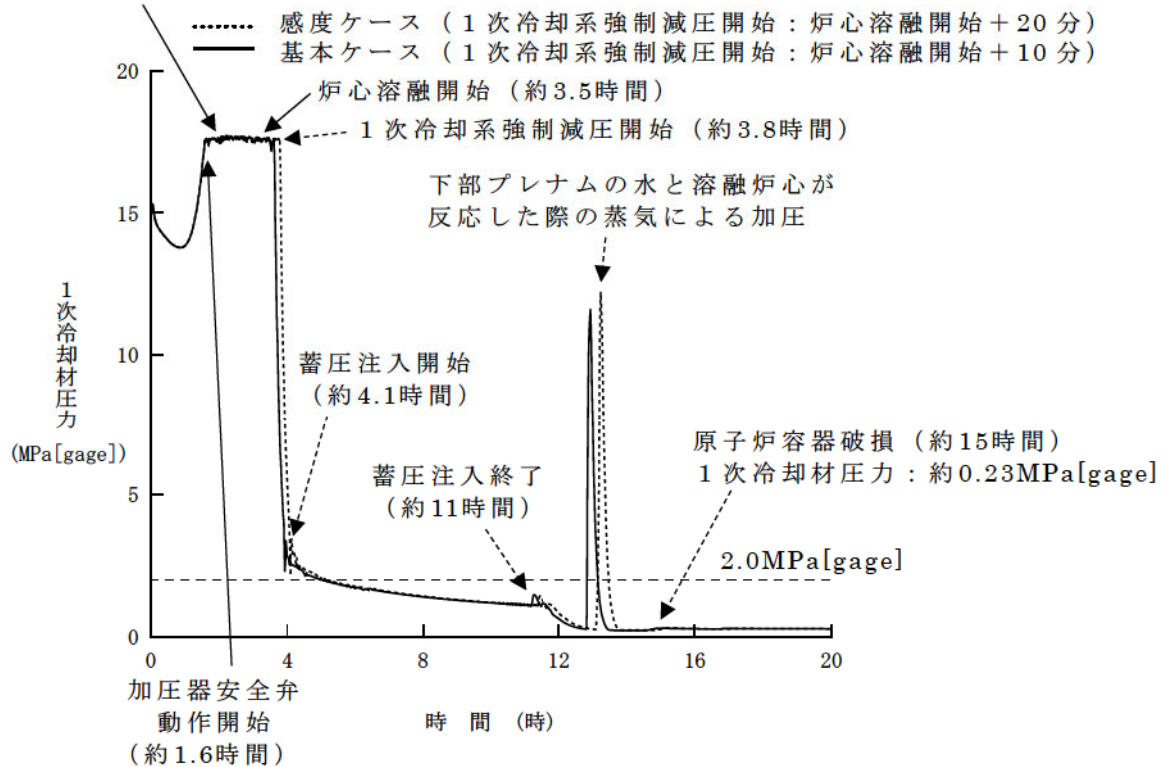
第 7.2.2.3 図 1 次冷却材圧力の推移
 (アキュムレータ保持圧力の影響確認)

加圧器逃がしタンククラブチャディスク動作に伴う
原子炉格納容器への蒸気放出（約1.9時間）



第 7.2.2.4 図 1次冷却材圧力の推移
(加圧器逃がし弁開操作開始が早くなる場合)

加圧器逃がしタンククラブチャディスク動作に伴う
原子炉格納容器への蒸気放出（約1.9時間）



第 7.2.2.5 図 1次冷却材圧力の推移
(加圧器逃がし弁開操作開始が遅くなる場合)

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、A E I、S E I、A E W、S L I、S L W及びS E Wがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、L O C A時にE C C S注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。

溶融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大、伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJ A S M I N Eを用いた原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気水を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器

の破損を防止する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、恒設代替低压注水ポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、恒設代替低压注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理

及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・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
- ・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
- ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・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
- ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・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
- ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

- ・ 中破断 L O C A 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
- ・ 中破断 L O C A 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断 L O C A 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
- ・ 中破断 L O C A 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
- ・ 中破断 L O C A 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
- ・ 中破断 L O C A 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
- ・ 中破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断 L O C A に比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断 L O C A を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から高圧注入機能及び低圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、内部スプレポンプによる注水は想定せず、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する。内部スプレポンプによる注水を想定する場合、原子炉格納容器内の蒸気を凝縮することで温度が上昇した格納容器スプレイ水が連通管を通じて原子炉下部キャビティに流入することから、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くなり熔融炉心が原子炉下部キ

ャビティに落下した際に蒸気が急激に生成され、溶融燃料－冷却材相互作用による短期間での原子炉格納容器圧力の上昇幅は大きくなる。一方、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する場合、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高くなり溶融燃料－冷却材相互作用による蒸気発生量は相対的に小さくなるが、内部スプレポンプによる注水よりも注水開始時間が遅く、注水流量も小さいため、溶融燃料－冷却材相互作用発生前後の原子炉格納容器圧力の抑制効果は小さくなる。これら二つの観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定した方が、原子炉格納容器圧力を総合的に厳しく評価することとなる。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房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。

したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化

- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動
- ・スプレイ冷却
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。

なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.1

格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第 7.2.3.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径
計装用案内管の径と同等とする。

(b) エントレインメント係数
Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c) 溶融炉心と水の伝熱面積
原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第 7.2.1.1.4 図及び第 7.2.1.1.5 図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第 7.2.1.1.9 図から第 7.2.1.1.12 図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約 20 分後に炉心溶融に至り、約 50 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生の約 2.0 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉

格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から 24 時間後に大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約 28 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約 34 時間後に低下に転じる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第 7.2.1.1.11 図及び第 7.2.1.1.12 図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)に示す評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。

(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。

7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用い

た代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房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開始操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器

圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損時間を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆

管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確か

さが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティへの注水、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して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニット

による格納容器内自然対流冷却を実施することにより、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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) (1/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード
初期条件	炉心熱出力 (初期)	$100\%(2,432\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 (初期)	$305.7 + 2.2^{\circ}\text{C}$	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定している。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	51t (1 基当たり)	標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	$69,500\text{m}^3$	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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) (2/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 L O C A 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能、低圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	炉心損傷を早め、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。
重大事故等機器対策に関連する	原子炉トリップ	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速時間に余裕を考慮して設定。
		75m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプ 1 台運転時に、3 基の蒸気発生器へ注水される流量から設定。
	アキュムレータ保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。

第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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) (3/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ （1基当たり） （最低保有水量）	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	120m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水流量	120m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器循環冷暖房ユニット	1基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約153℃、 約8.1MW～約13.9MW	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。
	静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。
	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。

第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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) (4/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員操作時間として設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生 of 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員操作時間を考慮して設定。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の停止	格納容器サンプ B 広域水位 65%到達後	原子炉下部キャビティ直接注水の停止条件として設定。 なお、格納容器サンプ B 広域水位 65%は連通管上端位置（格納容器サンプ B 広域水位約 62%相当）を上回る水位。
	格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生 of 24 時間後	要員の召集、運転操作等を考慮して設定。

7.2.4 水素燃焼

7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラントの損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SEI、AEI、SED、TED、SLI、SEW、TEW、AEW、SLW及びAEDがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「水素燃焼」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置す

る。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。

さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測装置により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第 7.2.4.1 図に、対応手順の概要を第 7.2.4.2 図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.2.4.1 表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員が 6 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第 7.2.4.3 図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 46 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生の 6 時間後までは、中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名、発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本

部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。召集要員に期待する事象発生の 6 時間後以降に必要な召集要員は 4 名である。なお、本評価事故シーケンスにおいては、1 次冷却材喪失を想定しており、その手順については「7.1.6 E C C S 注水機能喪失」の「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

L O C A、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス循環排気系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、A 又は B 中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送水車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動

が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。

d. 1 次冷却材漏えいの判断

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

1 次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量計指示の合計が $75\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1 次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と内部スプレ流量積算等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、低温側安全注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、内部スプレ流量積算等である。

g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動

非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備

炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認

原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、SA監視操作盤の温度指示の上昇により確認する。

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

l. 1次冷却系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）又は可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）も準備する。

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力

である。

m. 代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ直接注水

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を開始する。なお、炉心冷却については、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。

代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ直接注水は、熔融炉心の冠水に十分な水位（格納容器サンプルB広域水位 65%）を確保するため、格納容器サンプルB広域水位計指示が 65%で原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を停止、格納容器サンプルB広域水位計指示が 65%から 69%の間で恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水タンク水が枯渇するまでに、燃料取替用水タンクから復水タンクへの切替えを行うとともに、海水を水源とする送水車による復水タンクへの補給操作を行う。

代替格納容器スプレイに必要な計装設備は格納容器広域圧力等であり、原子炉下部キャビティ注水に必要な計装設備は、格納容器サンプルB広域水位等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプルB広域水位計指示が 65%以上となれば格納容器スプレイ再循環運転への切替えを実施し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

n. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス循環排気系ダンパの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アニュラス循環排気ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場でA又はB中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

A格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故

- ・大破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・大破断 L O C A 時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故
- ・中破断 L O C A 時に高圧再循環機能が喪失する事故
- ・中破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故
- ・中破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故
- ・中破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断 L O C A に比べ破断口径が大きく、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大破断 L O C A を起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定する。

本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、1 次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・スプレイ冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達
- ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果により確認している。

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・区画間及び区画内の流動
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・スプレイ冷却

・水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとして G O T H I C を使用する。なお、第 7.2.4.4 図に示すとおり、M A A P による評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件として G O T H I C で原子炉格納容器内水素濃度を評価する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.4.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断 L O C A が発生するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1 次冷却材管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。

(d) 水素の発生

炉心内の金属－水反応による水素発生量は、M A A P による評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と

反応するように補正する。補正する期間は、ジルコニウム－水反応が顕著となる時点から、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔融炉心によるジルコニウム－水反応が収束するまでの期間とする。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプ水については 0.3 分子/100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。

(e) 水素の燃焼

第 7.2.4.5 図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加压を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度 8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置は、5 個の設置を考慮する。また、1 個当たりの処理性能については設計値に基づき 1.2kg/h (水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa[abs]) とする。

(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置

解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(c) 内部スプレポンプ

内部スプレポンプは 4 台動作し、設計に基づく最大流量で

原子炉格納容器内に注水するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.4.6 図及び第 7.2.4.7 図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム－水反応割合の推移を第 7.2.4.8 図から第 7.2.4.10 図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第 7.2.4.11 図及び第 7.2.4.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム－水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約 21 分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。

その後、事象発生の約 2.1 時間後に原子炉容器破損に至り、約 3.7 時間後にすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウム－水反応による水素の生成はほぼ停止する。ジルコニウム－水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム－水反応が収束するまでの期間とする。

第 7.2.4.11 図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した静的触媒式水素再結合装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することはない、事象発生の 25 時間後においても低下傾向となる。

また、第 7.2.4.12 図に示すように、1 次冷却材管の破断区画に

において、ジルコニウム－水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第 7.2.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.522MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器雰囲気温度は第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回る。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。

1 次冷却材圧力は第 7.2.4.15 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 2.1 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.02MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下を下回る。

原子炉格納容器内の水素濃度は第 7.2.4.11 図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム－水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 10.3vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約 0.378MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍(0.522MPa[gage])を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び熔融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料・冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。

第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象発生の約 4 時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。

7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作は介さない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現

象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響（MAAP）

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早まるが、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「大破断LOCA時に高圧注入機能、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」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約7%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大約 11.1vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、追加発生となる水素については、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置により処理が可能である。

c. 評価項目となるパラメータに与える影響（GOTHIC）

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却に係る解析モデルは、NUPEC検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、

「7.2.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.2.4.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び 1 次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAP による解析で得られた水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように

補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約 10.5vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度 5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約 2kg の未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約 0.03vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

地震により E x c e s s L O C A が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 10.5vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置している。原子炉格納容器水素燃焼装置の効果を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の推

移を第 7.2.4.16 図及び第 7.2.4.17 図に示す。「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」と同じく全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応して水素が発生するように補正したとしても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を 13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなり、2 次冷却系による除熱効果が小さくなるが、本評価事故シーケンスにおいては、大破断 L O C A を想定していることから、その影響はわずかであり、さらに、本評価重要事故シーケンスにおいては全炉心ジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等操作を介することはないことから、操作時間の影響はない。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1号炉及び2号炉については「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり46名（召集要員4名を含む。）、3号炉及び4号炉については46名（召集要員4名を含む。）であり、合計91名（全体指揮者1名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員128名で対処可能である。

なお、全交流動力電源喪失時には「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価事故シーケンスと同じ要員が必要となる。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、1号炉及び2号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする内部スプレポンプによる格納容器注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(26.9%)に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替え、以降は格納容器サンプBを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約327.6klの重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約8.3klの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約335.9klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量(360kl)にて供給可能である。

c. 電源

外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失して

ディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.2.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、L O C A、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、E C C S再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。

格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、静的触媒式水素再結合装置を設置している。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置している。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備している。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測装置により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断L O C A時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム－水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。さらに、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するこ