

とが可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、原子炉格納容器内の水素濃度、並びに水素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は評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には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を維持できる。

なお、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」、原子炉容器外の溶融燃料－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溶融燃料－冷却材相互作用」、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、操作時間に対する影響はないことを確認した。

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、外部電源喪失時を仮定し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「水素燃焼」において、静的触媒式水素再結合装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制す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「水素燃焼」に対して有効である。

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」における重大事故等対策について(1/5)

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
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。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 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。 ・ 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。	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 蓄電池（安全防護系用）	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」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 75m³/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 7.2.4.1 表 「水素燃焼」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、S A 監視操作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 【可搬型アニュラ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 7.2.4.1 表 「水素燃焼」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、窒素ポンペ（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）】 窒素ポンペ（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ィ及び原子炉下部キャビティ直接注水	- 格納容器スプレィ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ィ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ィ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 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ィを停止する。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ィを再開し、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。 - 格納容器スプレィ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ィ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 内部スプレィ流量積算 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 7.2.4.1 表 「水素燃焼」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. アンユ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、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユ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、アンユ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。	アンユラス循環排気ファン アンユ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（アンユ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（SA）用） 1次系冷却水タンク加圧ライン圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
(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) (1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要な現象であ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。
		GOTHIC	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、格納容器スプレイ及び水素処理を適切に評価することが可能なコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,432 MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1 次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出の観点から、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及び炉心の保有熱量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。

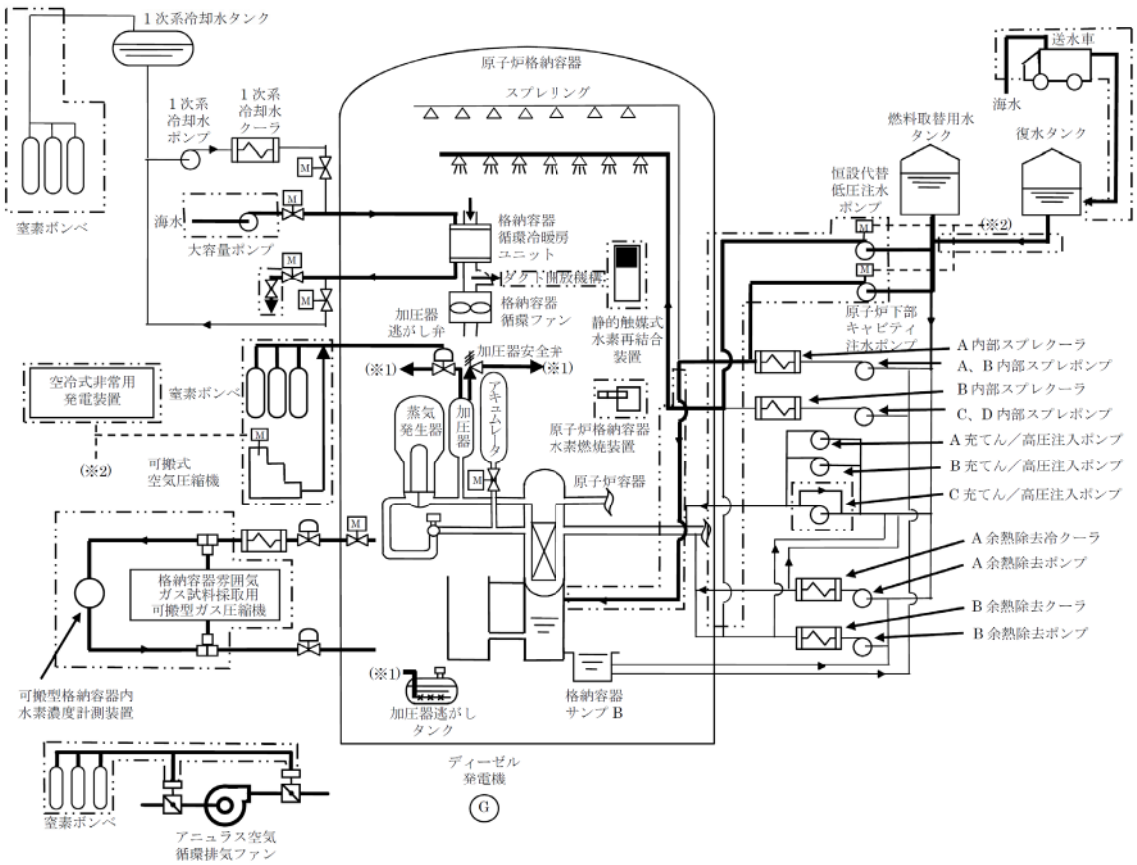
第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (2/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	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大きい値	評価結果を厳しくするように、設計値より大きい値を設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期温度	47℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
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	1 次冷却系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム－水反応により水素が発生する時間が早くなる観点から、静的触媒式水素再結合装置の水素処理の観点から厳しい設定。
	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喪失	高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。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。
	水素の発生	- 全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応することによる発生量を考慮 - 水の放射線分解及び金属腐食による発生量を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きい値を設定。 金属腐食量は設計値を基に設定。

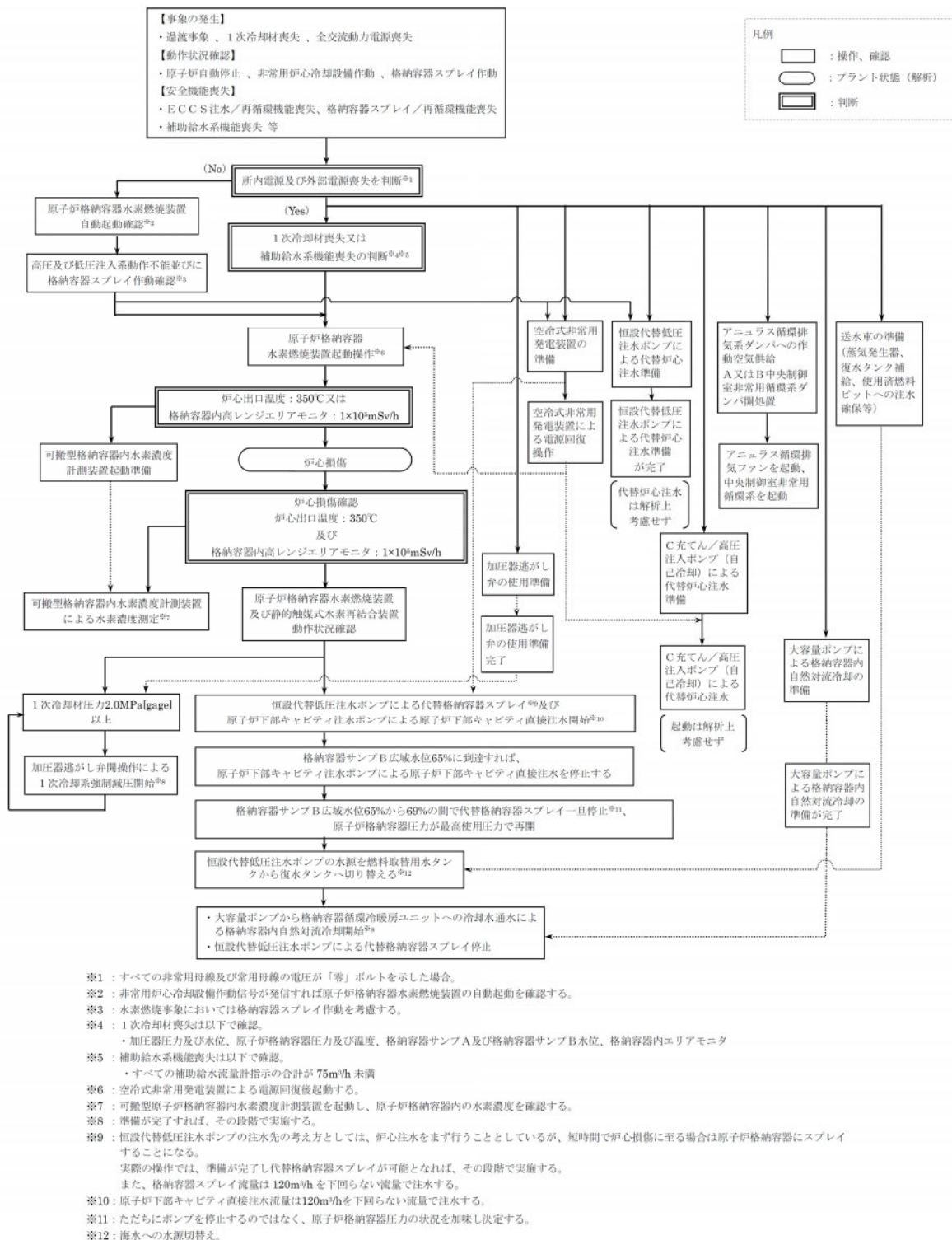
第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
 (大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (3/3)

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	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
	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する最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	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)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	静的触媒式水素再結合装置性能	1.2kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4vol%、 圧力 0.15MPa[abs])	設計値に基づき設定。
	静的触媒式水素再結合装置個数	5 個	配備個数を設定。
	原子炉格納容器水素燃焼装置	効果を期待せず	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せず静的触媒式水素再結合装置の効果のみを考慮する。
	再循環切替	燃料取替用水タンク 水位低 (26.9%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水タンク水位として設定。
その他	格納容器スプレイ	事象発生 84 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。
		最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。

設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.2.4.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要

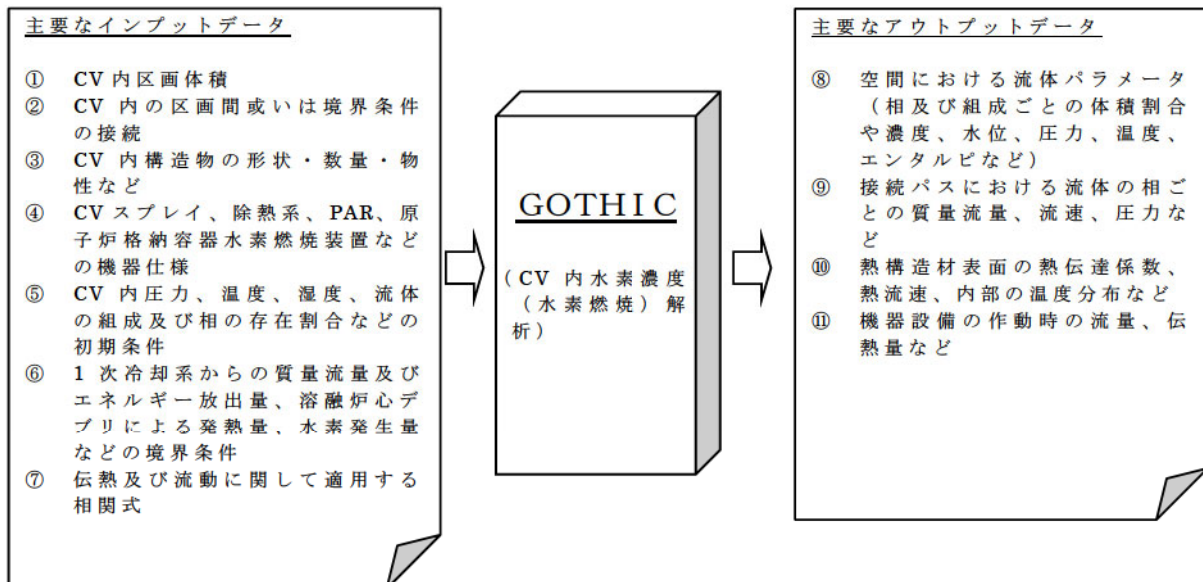
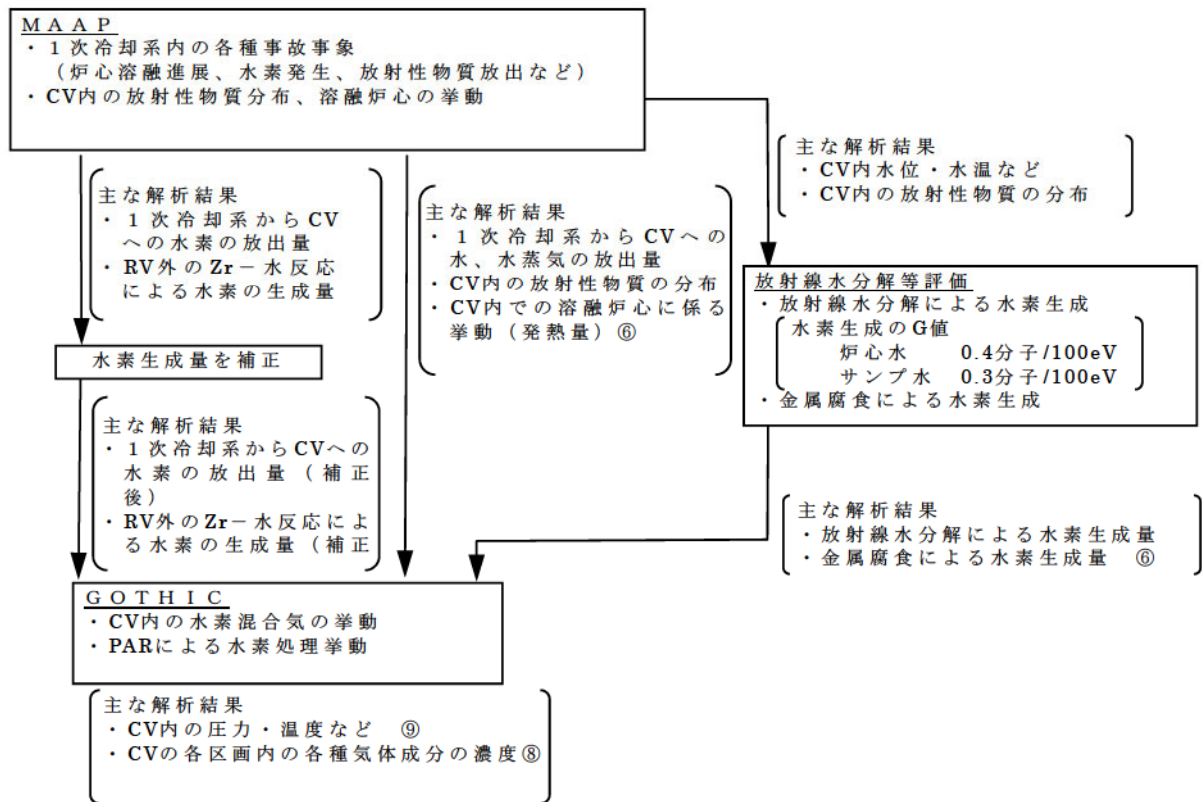
必要な要員と作業項目				経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	120	180	240	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容		10 20 30 40 50 60 70 80 90 120 180 240 事象発生 原子炉トリップ 約21分 炉心損傷 約31分 格納容器スプレイ再循環切替 約2.1時間 原子炉容器破損 プラント状況判断												
	当直課長、当直主任	1号 2号	1 1	●号炉ごと 運転操作指揮												
状況判断	運転員A、B、C	3 3	3 3	●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 ●1次冷却材の漏えいを判断 ●高圧及び低圧注入の作動不能を確認 (中央制御室確認)												
2次冷却系強制冷却操作	運転員A	1 1	1 1	●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●主蒸気大気放出弁開操作 (中央制御室操作)												
水素濃度低減操作 (原子炉格納容器水素燃焼装置起動は解析上考慮せず)	運転員A	1 1	1 1	●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作動状況確認 (中央制御室確認)												※1 炉心損傷確認後、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上部に設置している温度計により作動状況の確認を適宜実施する。
	運転員B	1 1	1 1	●原子炉格納容器水素燃焼装置起動確認 (中央制御室確認)												
可搬型格納容器内水素濃度計測装置起動	運転員A	1 1	1 1	●可搬型格納容器内水素濃度計測装置起動準備 ●可搬型格納容器内水素濃度計測装置起動 ●原子炉格納容器内水素濃度確認 (中央制御室操作)												※2 可搬型格納容器内水素濃度計測装置起動後、水素濃度の確認を適宜実施する。
	運転員E 緊急安全対策要員F	2 2	2 2	●可搬型格納容器内水素濃度計測装置起動準備 (現場操作)												
高圧及び低圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B	1 1	1 1	●充てん／高圧注入ポンプ起動操作 ●余熱除去ポンプ起動操作 (中央制御室操作)												適宜実施
	運転員D	1 1	1 1	●充てん／高圧注入ポンプ起動操作、失敗原因調査 ●余熱除去ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)												適宜実施
恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 (解析上考慮せず)	運転員A	1 1	1 1	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)												
格納容器スプレイ再循環切替	運転員B	1 1	1 1	●格納容器スプレイ再循環切替 (中央制御室操作)												
電源盤確認、復旧操作	運転員C	1 1	1 1	●電源盤確認、復旧操作(復旧に失敗) ※3 (現場操作)												※3 電源盤確認実施に要する時間は30分に押寄せられる。その後は他に考えられる課題を調査し回復を試みる。
可搬型アニュラス内水素濃度計測装置取付け	運転員A	1 1	1 1	●アニュラス内水素濃度測定 (中央制御室操作)												
	緊急安全対策要員G、H	2 2	2 2	●可搬型アニュラス内水素濃度計測装置取付け (現場操作)												
機器の復旧作業	保守部門要員	-	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※4 (現場操作)												※4 通常の交通状態での召集を期待。

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。

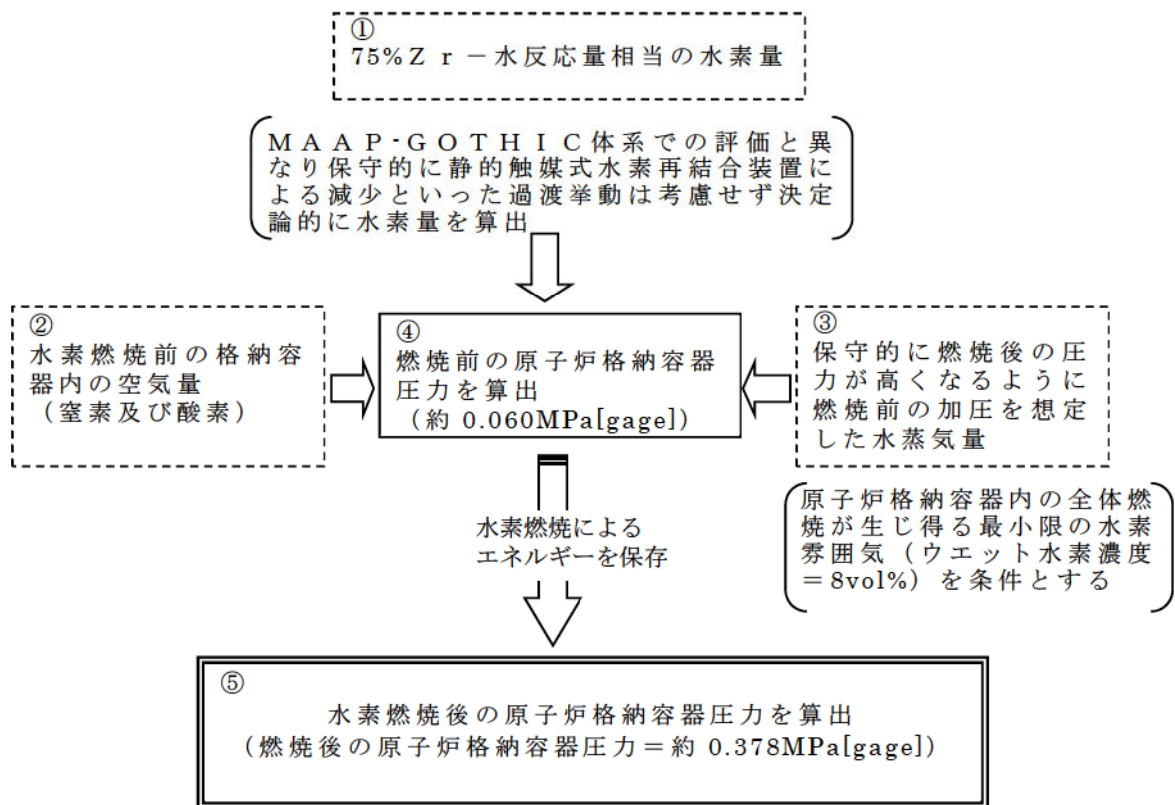
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.2.4.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間 (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)



第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要

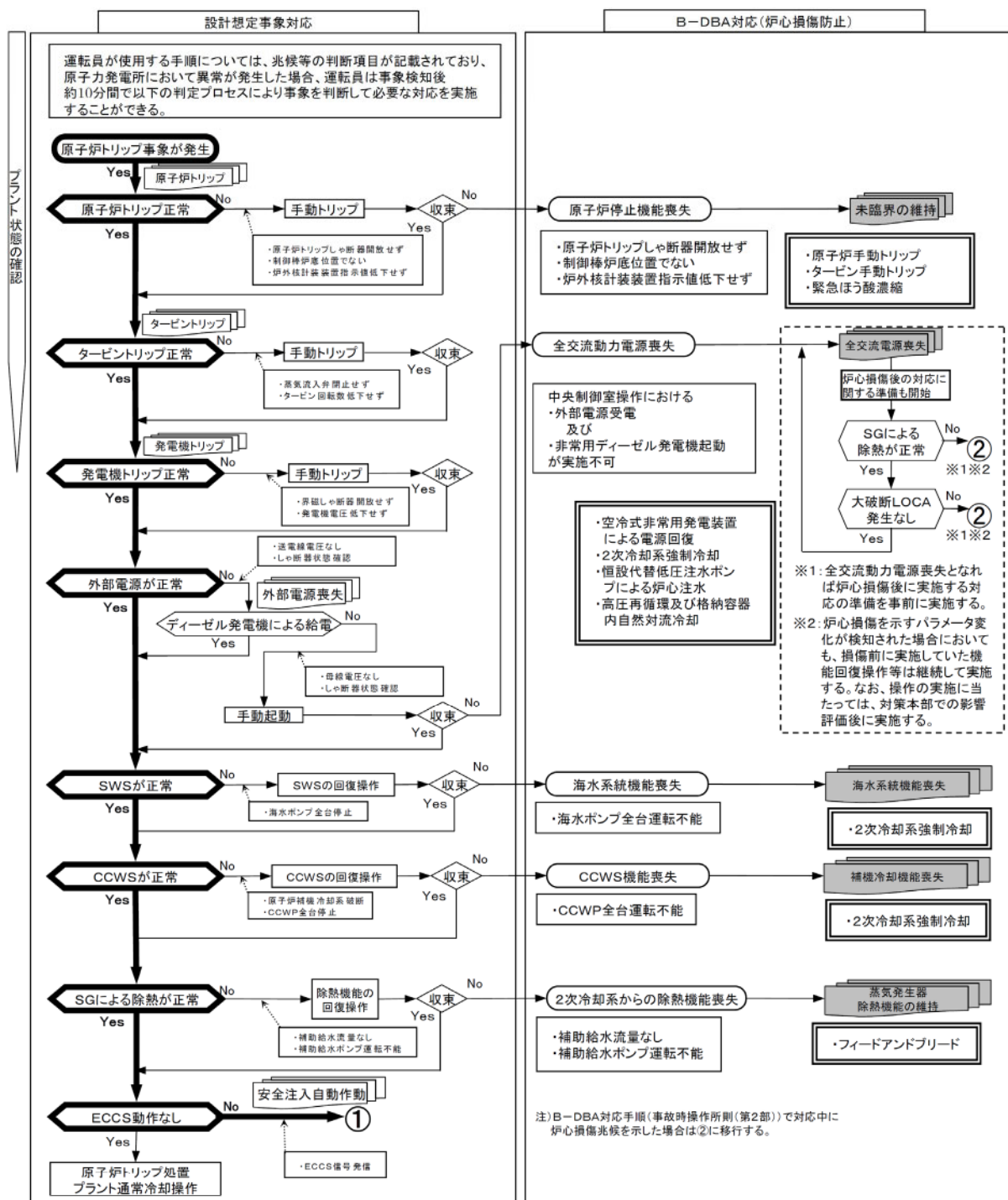


原子炉格納容器圧力

$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i'}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

(「'」は燃焼後の状態を表す。)

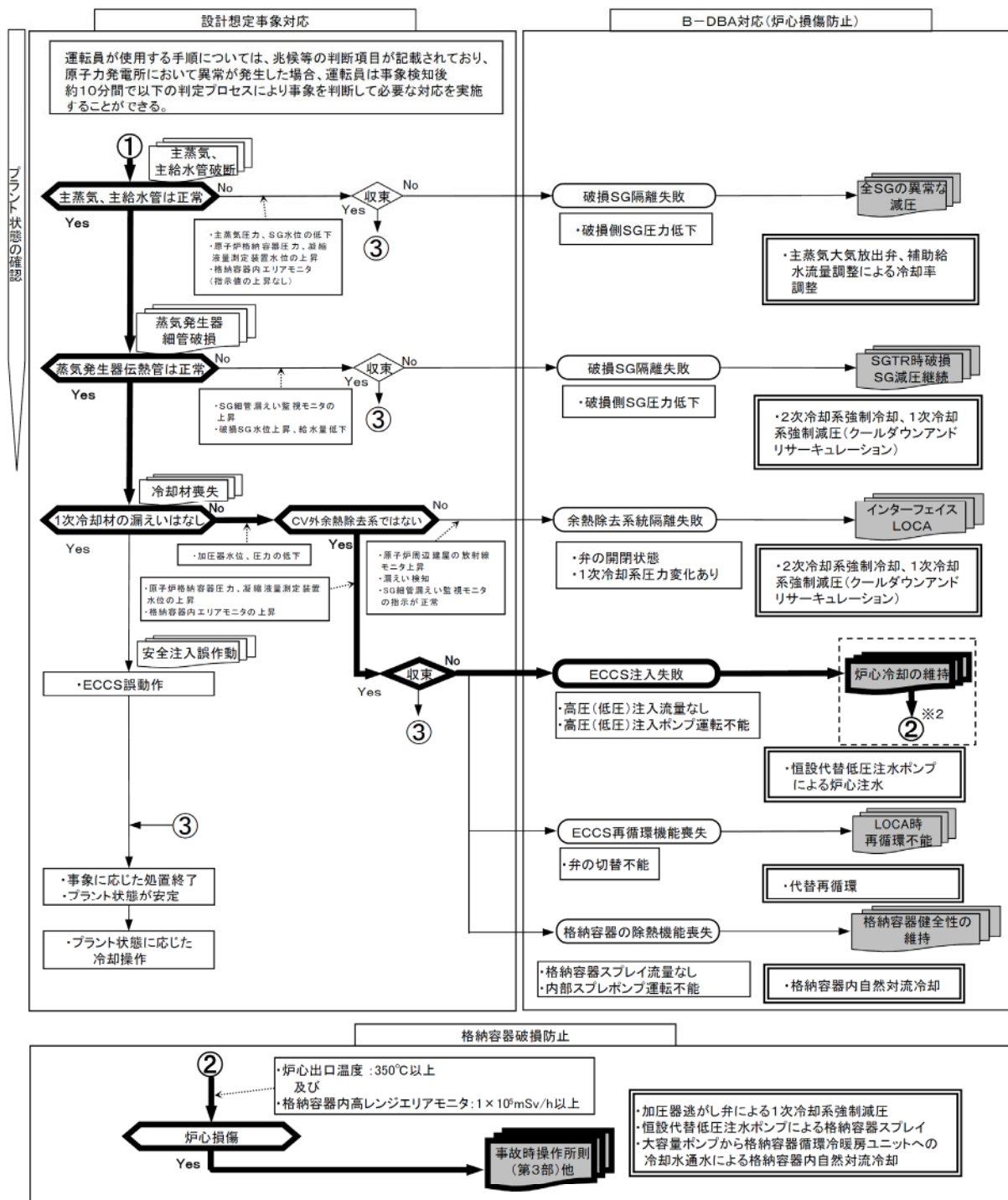
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



凡例: [] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

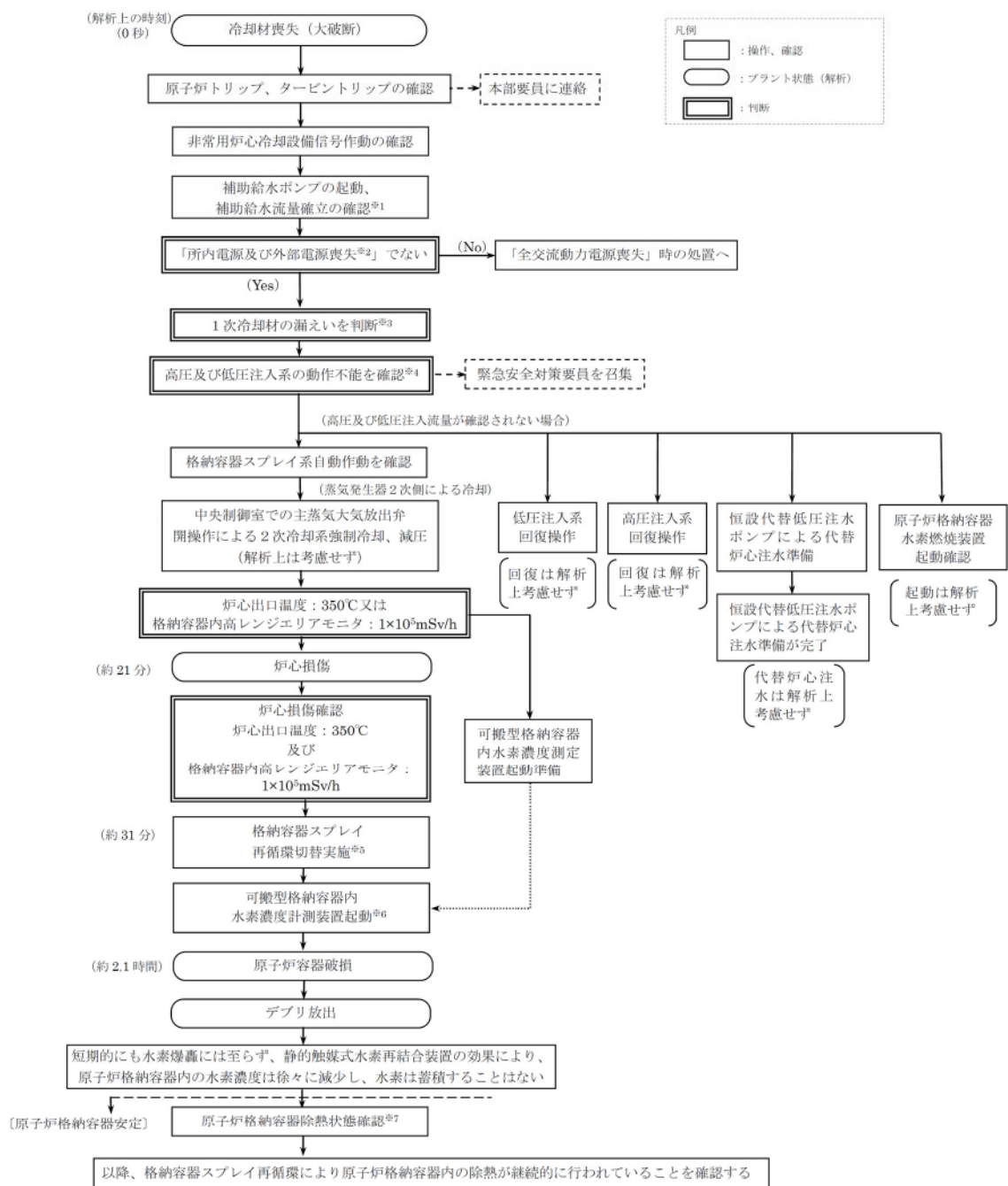
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス)
(大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)(1/2)



凡例： 設計事象対応手順（事故時操作所則） B-DBA対応手順（事故時操作所則（第2部）及び事故時操作所則（第3部））

注：太線はプロセスの流れを示す

第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス）
（大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）（2/2）



※1 : すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。

※2 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。

※3 : 漏えいの確認は以下で確認。

・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位、格納容器内エアモニタ

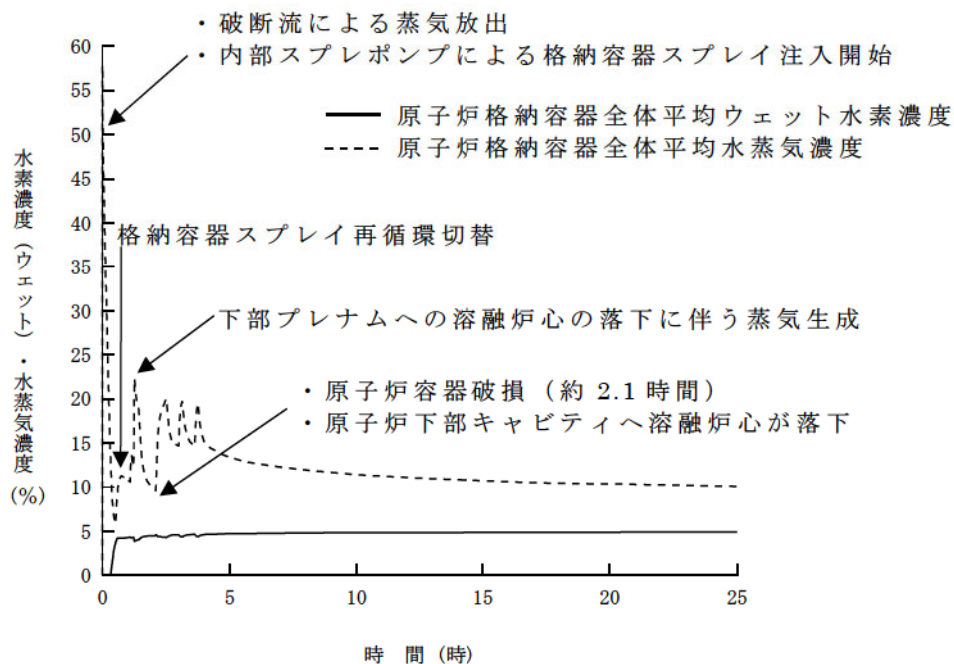
※4 : 充てん/高压注入ポンプ、余熱除去ポンプ運転不能及び高压注入流量、低压注入流量が確認されない場合。

※5 : 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切替を実施する。

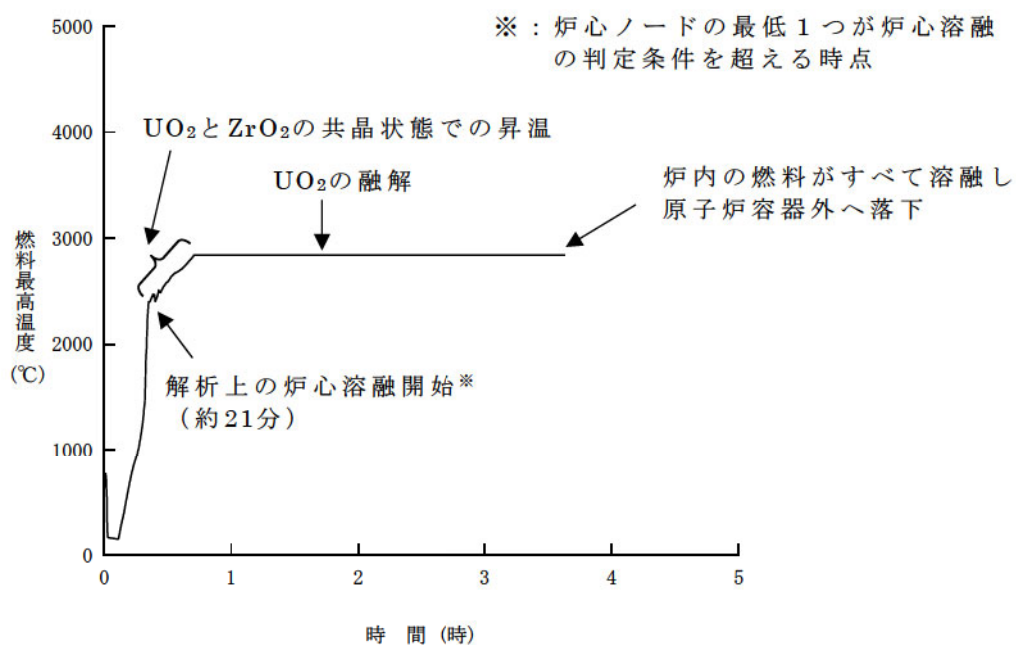
※6 : 可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。

※7 : 原子炉格納容器圧力及び温度低下傾向。

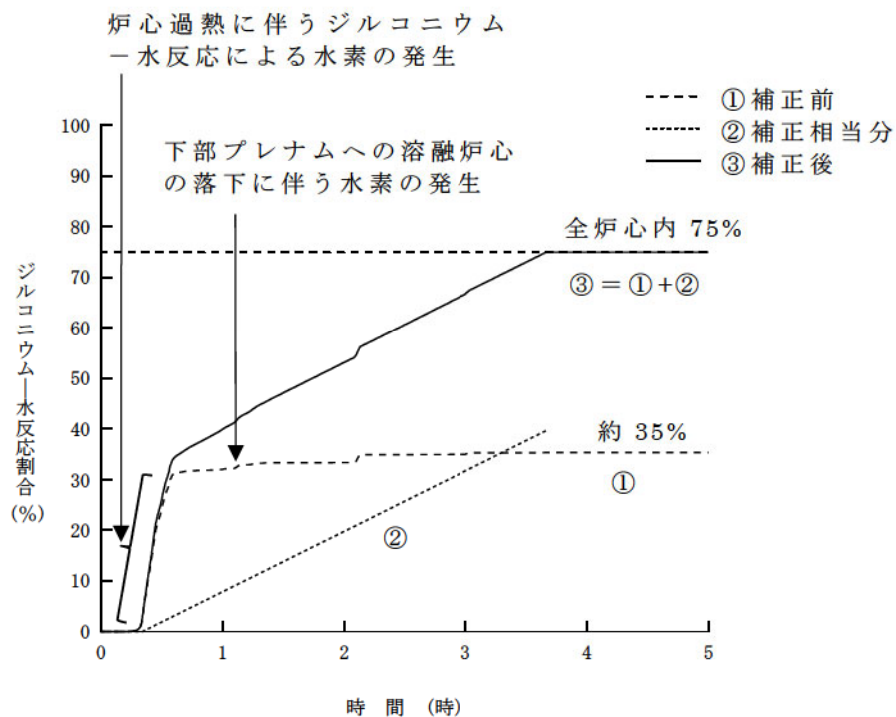
第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展 (対応手順の概要)
(大破断 L O C A 時に高压注入機能及び低压注入機能が喪失する事故)



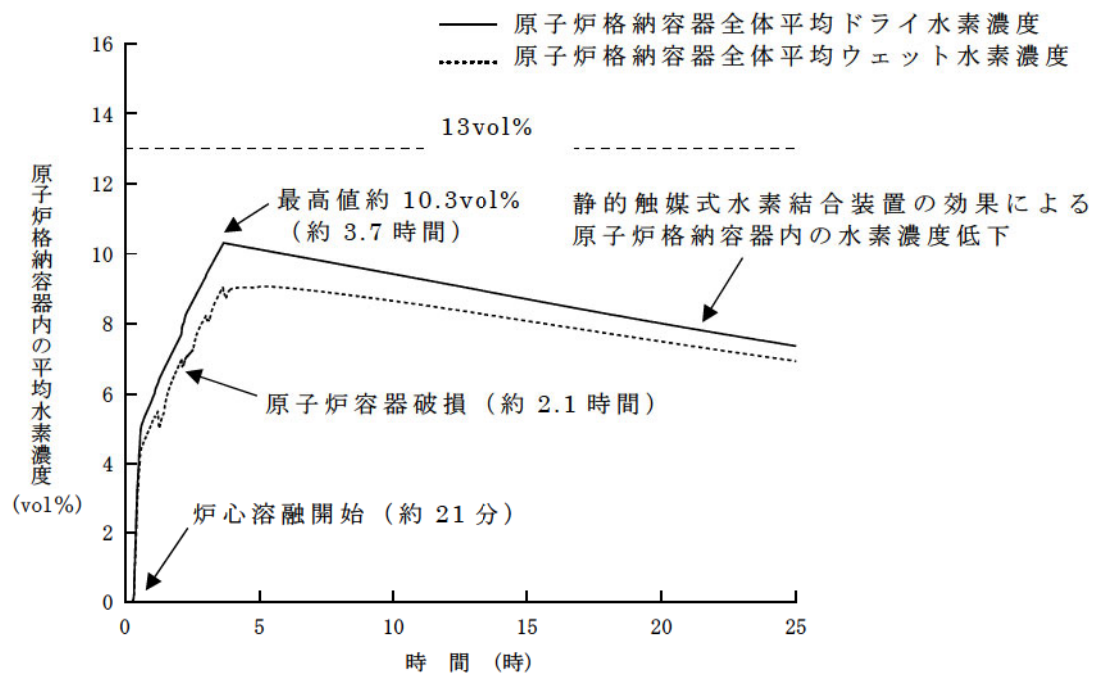
第 7.2.4.8 図 原子炉格納容器内の水素及び水蒸気濃度の推移 (M A A P)



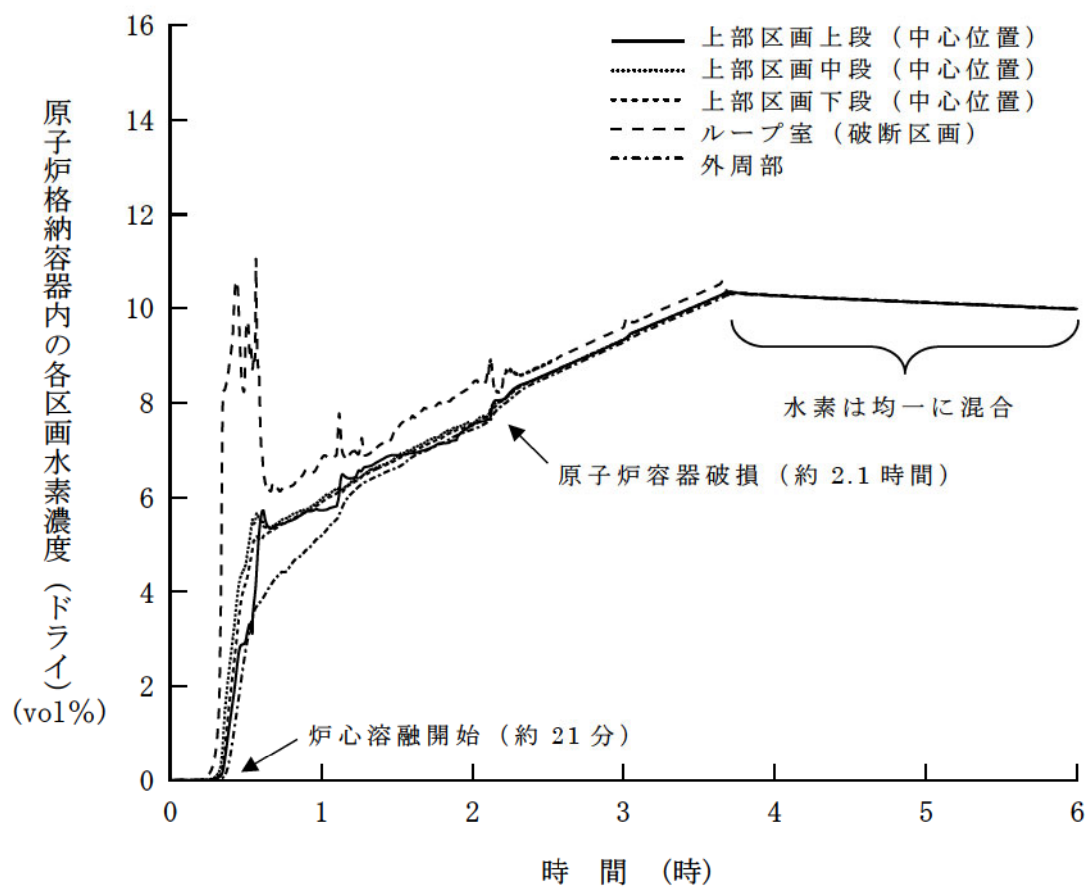
第 7.2.4.9 図 燃料最高温度の推移 (M A A P)



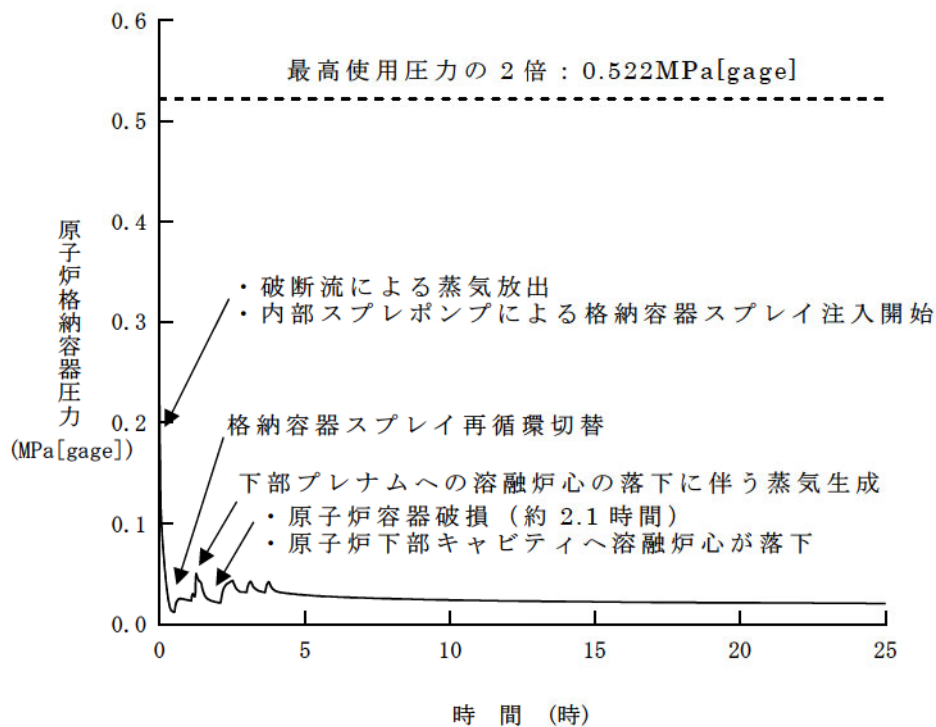
第 7.2.4.10 図 ジルコニウム－水反応割合の推移 (M A A P)



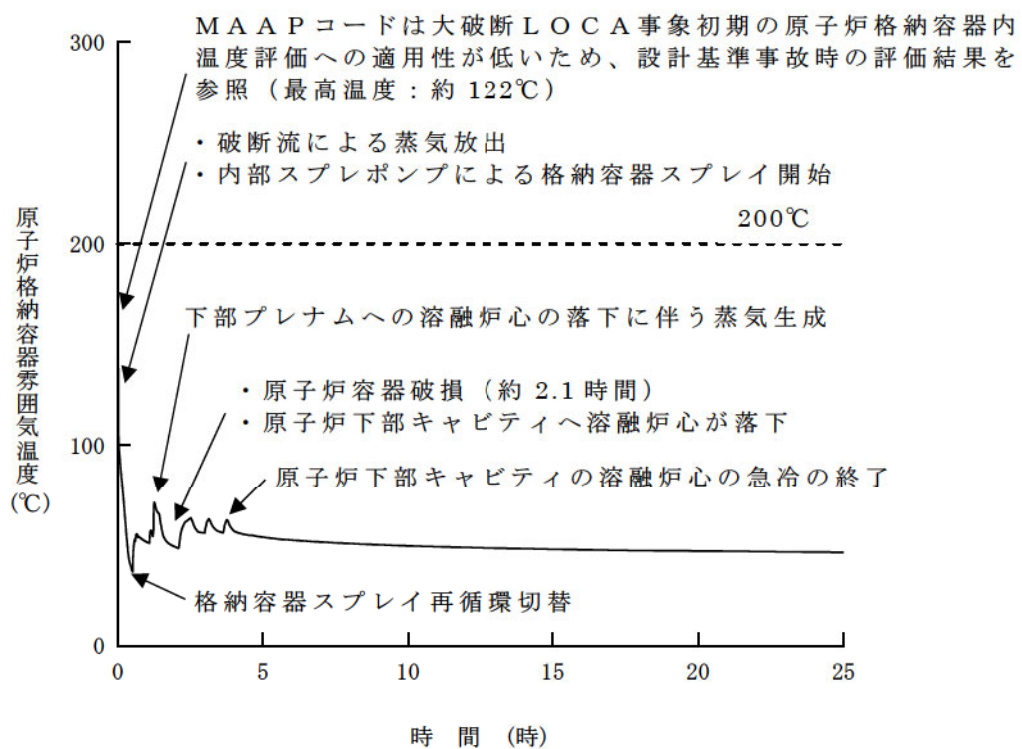
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (G O T H I C)



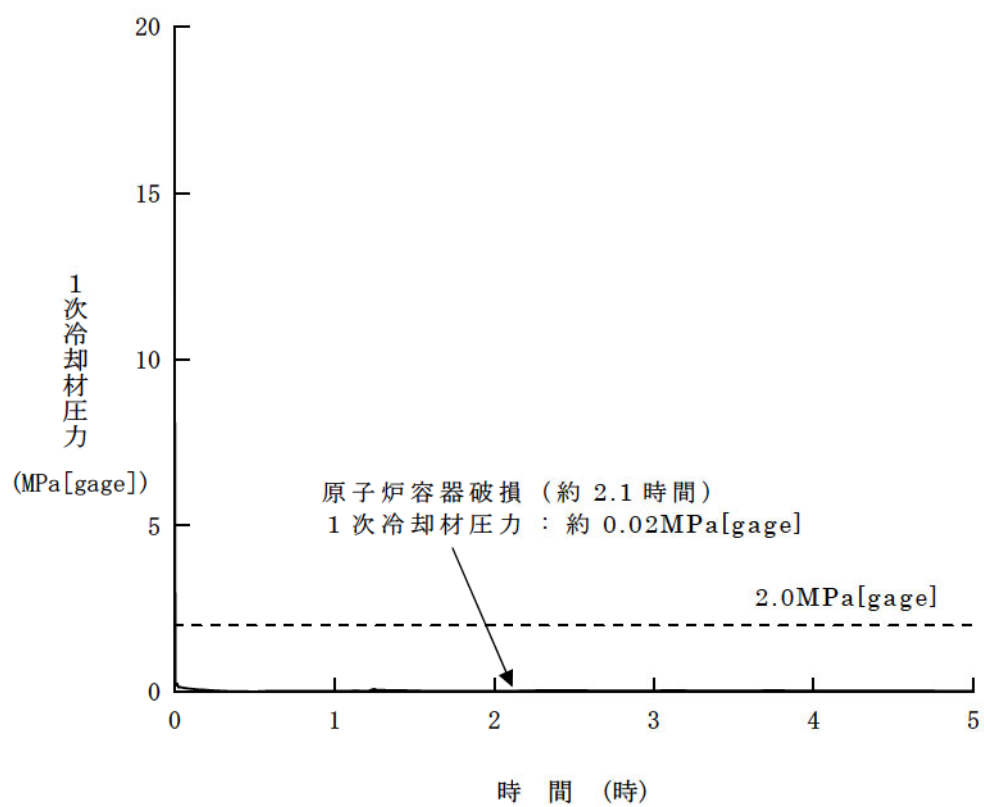
第 7.2.4.12 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)



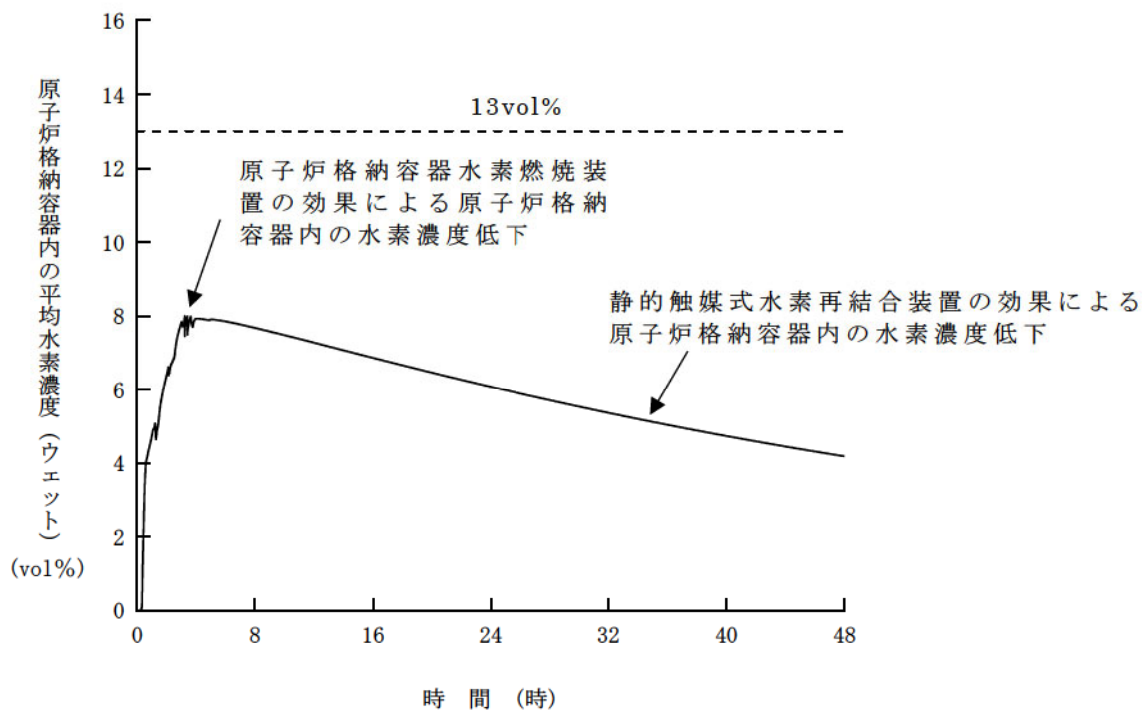
第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (M A A P)



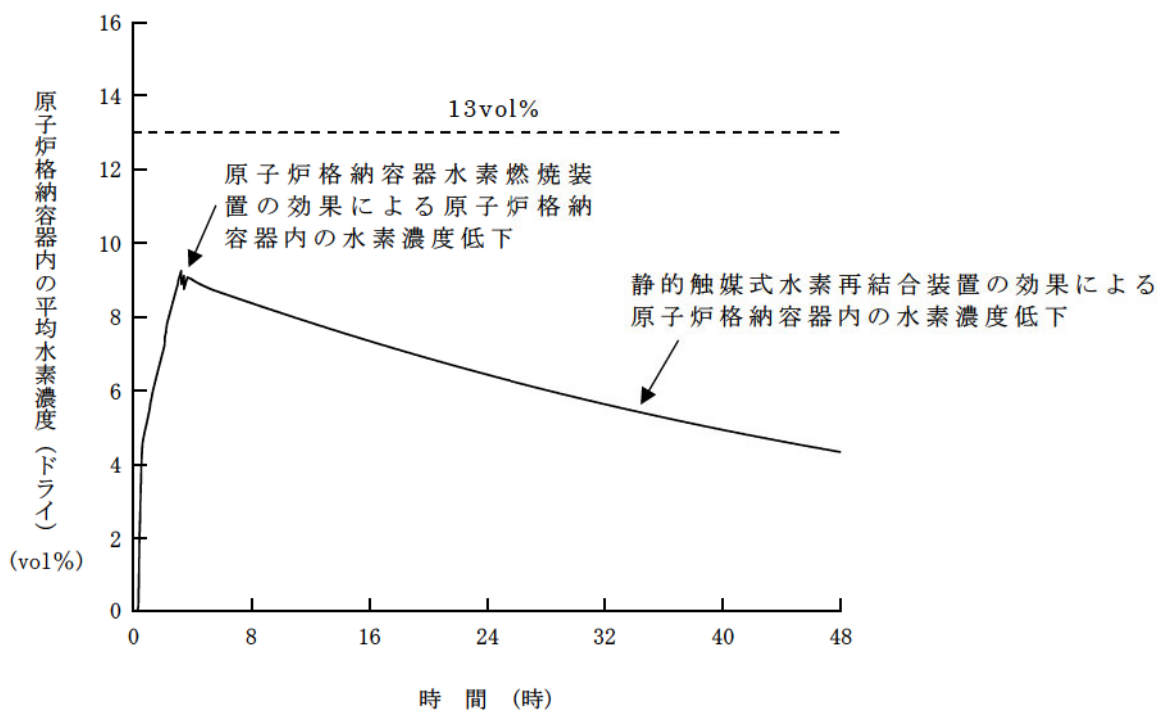
第 7.2.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (M A A P)



第 7.2.4.15 図 1 次冷却材圧力の推移 (M A A P)



第 7.2.4.16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ウェット) の推移
(原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合)



第 7.2.4.17 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移
(原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合)

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、TEI、TED、SED、AEI、SEI、AED、TEW、SLI、SLW、AEW及びSEW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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティ床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、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、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。

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。

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「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、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、原子炉下部キャビティ床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガス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。

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。

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。

7.2.5.2 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、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという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、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」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
- ・中破断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

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注入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、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。

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、熔融炉心・コンクリート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
- ・ 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熱
- ・ 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、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、初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.5.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で 0.8MW/m^2 相当とする。

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

(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。溶融炉心・コンクリート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下部キャビティ水量及びベースマット侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.2.5.1 図及び第 7.2.5.2 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することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは第 7.2.5.2 図に示すとおり、代替格納容

器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水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することで、ベースマット侵食深さは約 3mm にとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「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)、(5)及び(7)に示す評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと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。

7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び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、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により、原子炉格納容器内部に注水することで熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制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・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、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、原子炉容器破損がわずかに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。

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及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱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。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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、ACE及びSURC実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生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、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。

原子炉格納容器における区画間・区間内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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における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、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、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。

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、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おり、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。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食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下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約 16cm のコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。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。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約 9m² となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約 16cm のコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。

一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合であっても、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。

なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさ及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。

いずれのケースにおいても、実機では溶融炉心が広がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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、ACE及びSURC実験解析より溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できること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ない。

(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 7.2.5.1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、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ことから、その中で有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び 1 次冷却材の流出流量、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並びに原子炉格納容器内に水素が存在する場合の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るため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

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、運転員等操作時間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、炉心損傷が早まる。その結果、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の開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約 50 分後に代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水を開始したとしても、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「7.2.5.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における E x c e s s L O C A の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器循環冷

暖房ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、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、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、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、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炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

- ・ 1 次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1 次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

いずれの感度ケースも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の開始時間は基本ケースである大破断 L O C A 時と同様に事象発生の約 50 分後とした。その結果、第 7.2.5.3 図から第 7.2.5.8 図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時点で原

子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、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、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」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、炉心損傷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容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後60分後に代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水を開始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、同程度の遅れに対して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での操作時間余裕を評価する。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作及び原

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時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約 50 分後であるのに対し、事象発生約 60 分後に開始する場合について、感度解析結果を第 7.2.5.9 図及び第 7.2.5.10 図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約 1.5m であり、コンクリート侵食を防止できていることから、60 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、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されることが考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の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。

7.2.5.4 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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。

7.2.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティ床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、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格納容器内部へ注水する対策を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、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を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに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、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを確認した。長期的には、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を維持できる。

また、原子炉格納容器圧力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については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－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溶融燃料－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」において、それぞれ確認した。

解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されることが考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

第 7.2.5.1 表 「熔融炉心・コンクリート相互作用」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%(2,432MWt)×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 7.2.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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)

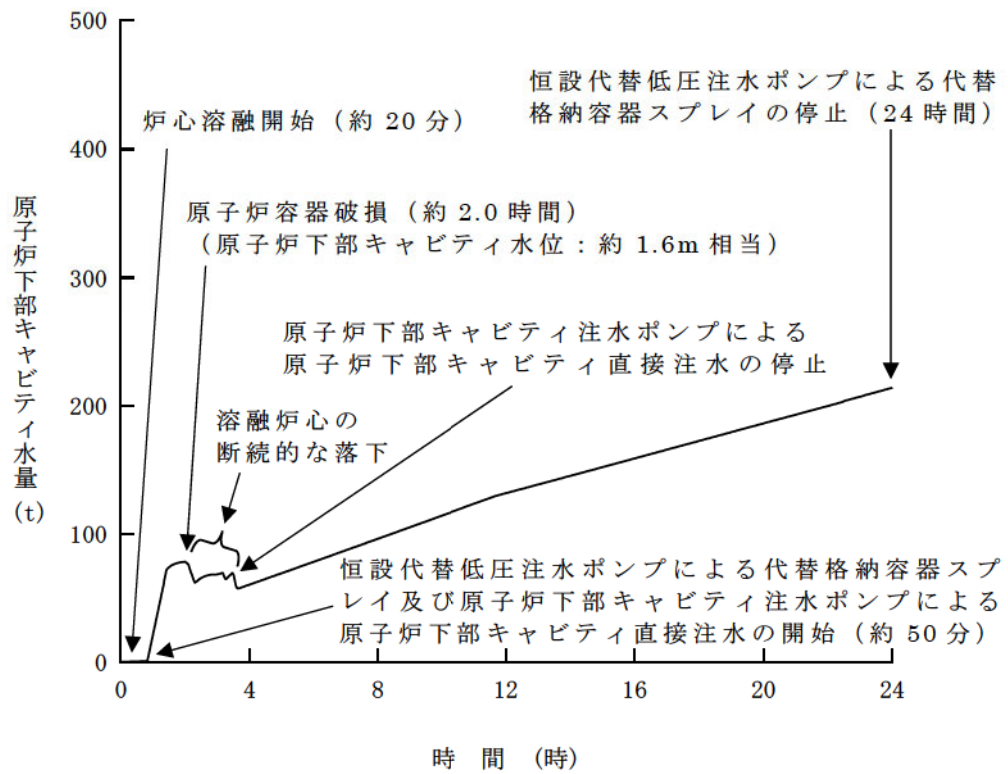
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起 因 事 象	大破断 L O C A 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注入機能、低圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	E C C S 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、高圧注入機能、低圧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、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量を考慮。
	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。

第 7.2.5.1 表 「熔融炉心・コンクリート相互作用」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)

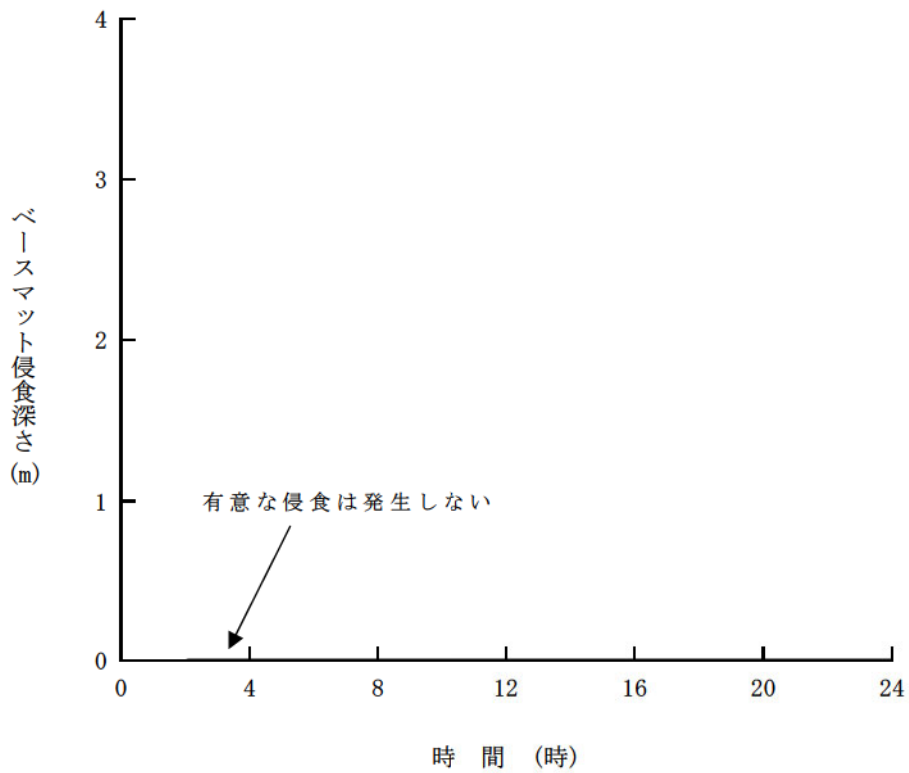
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生の 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		75m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプ 1 台運転時に、3 基の蒸気発生器へ注水される流量から設定。
	アキュムレータ 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)	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。
	熔融炉心の原子炉下部 キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の 全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、熔融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
	熔融炉心から原子炉下部 キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った熔融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
	熔融炉心と コンクリートの伝熱	熔融炉心とコンクリートの 伝熱抵抗を考慮せず	熔融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

第 7.2.5.1 表 「熔融炉心・コンクリート相互作用」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)

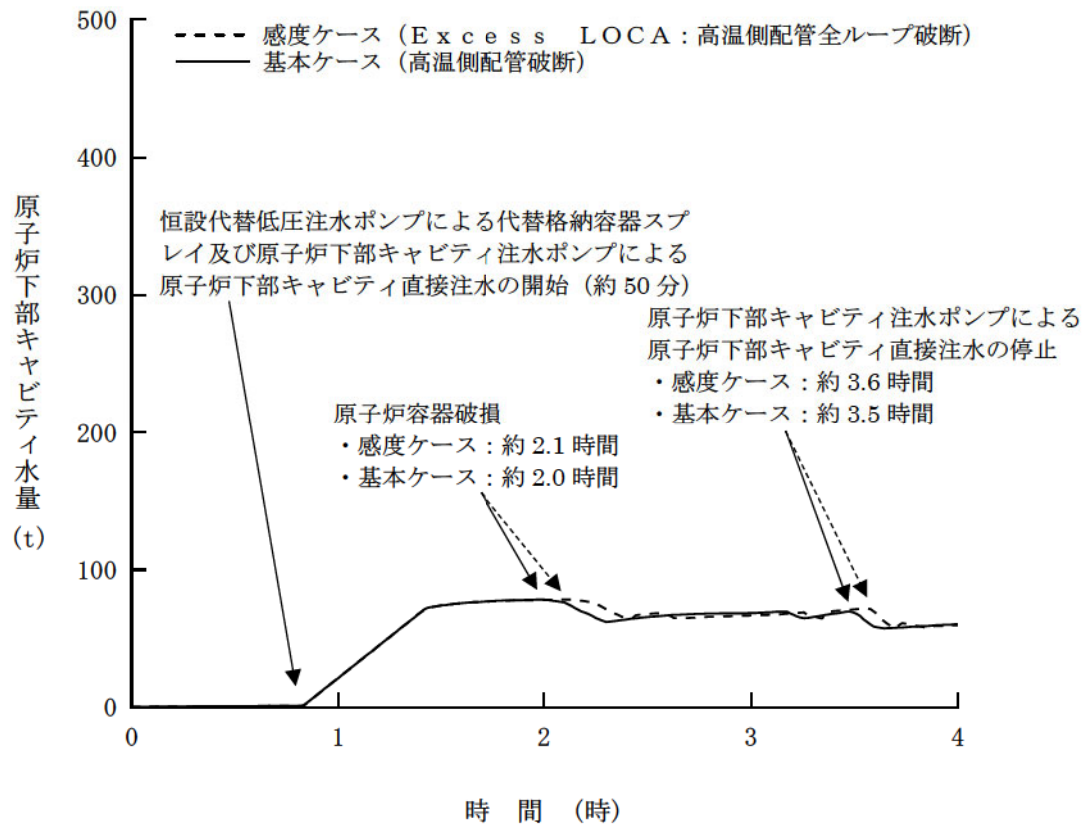
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員操作時間を考慮して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生 of 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員操作時間を考慮して設定。
	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の停止	格納容器サンプ B 広域水位 65%到達後	原子炉下部キャビティ直接注水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。



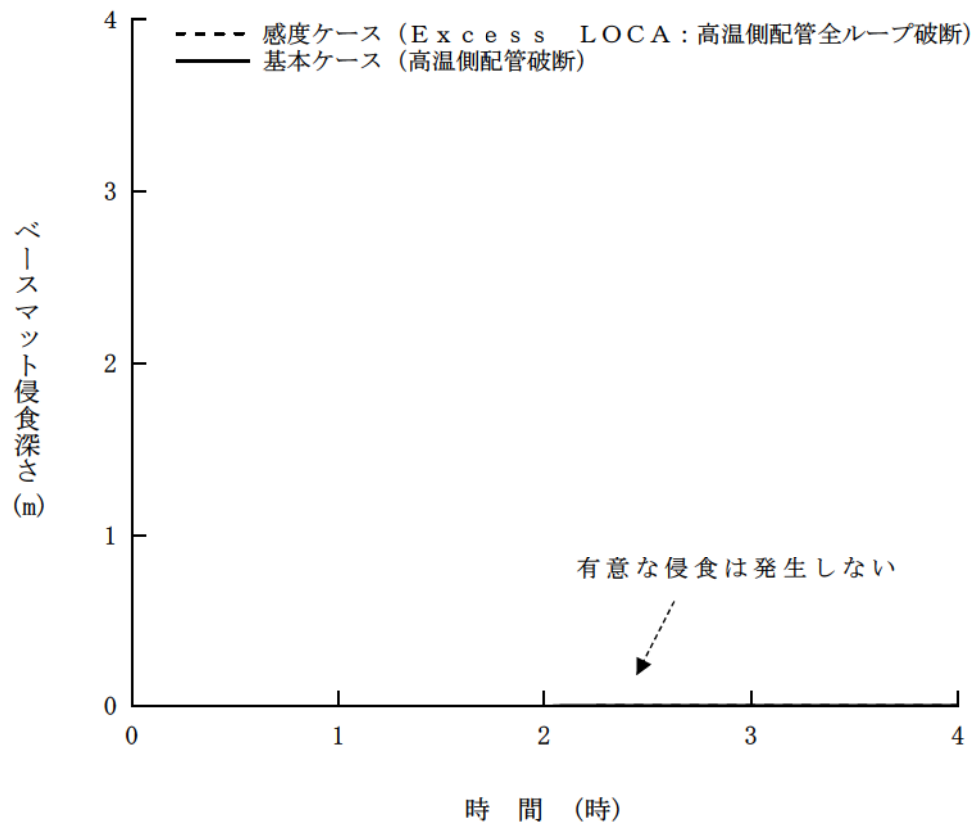
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



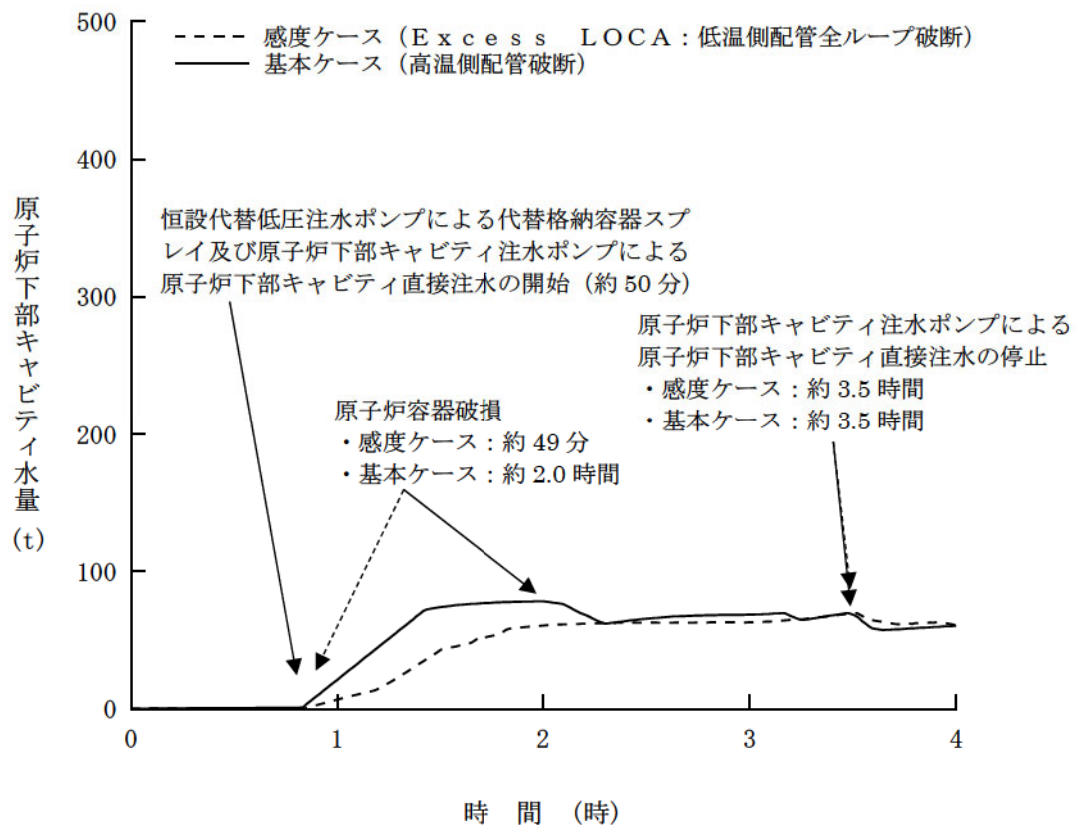
第 7.2.5.2 図 ベースマツト侵食深さの推移



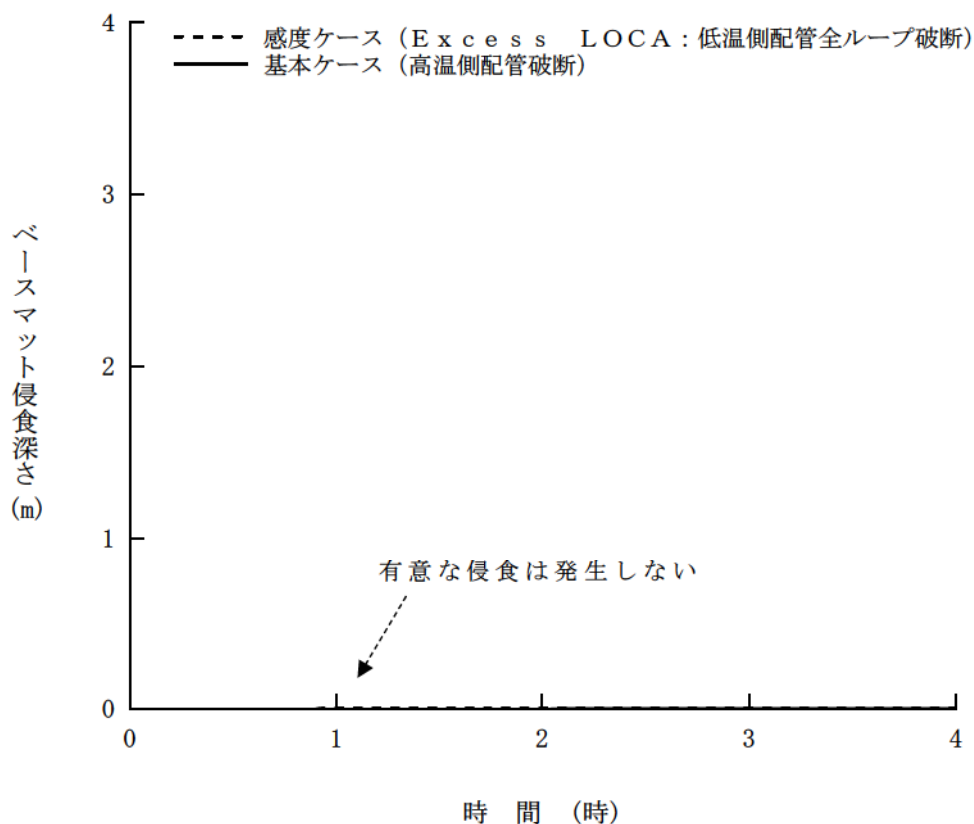
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



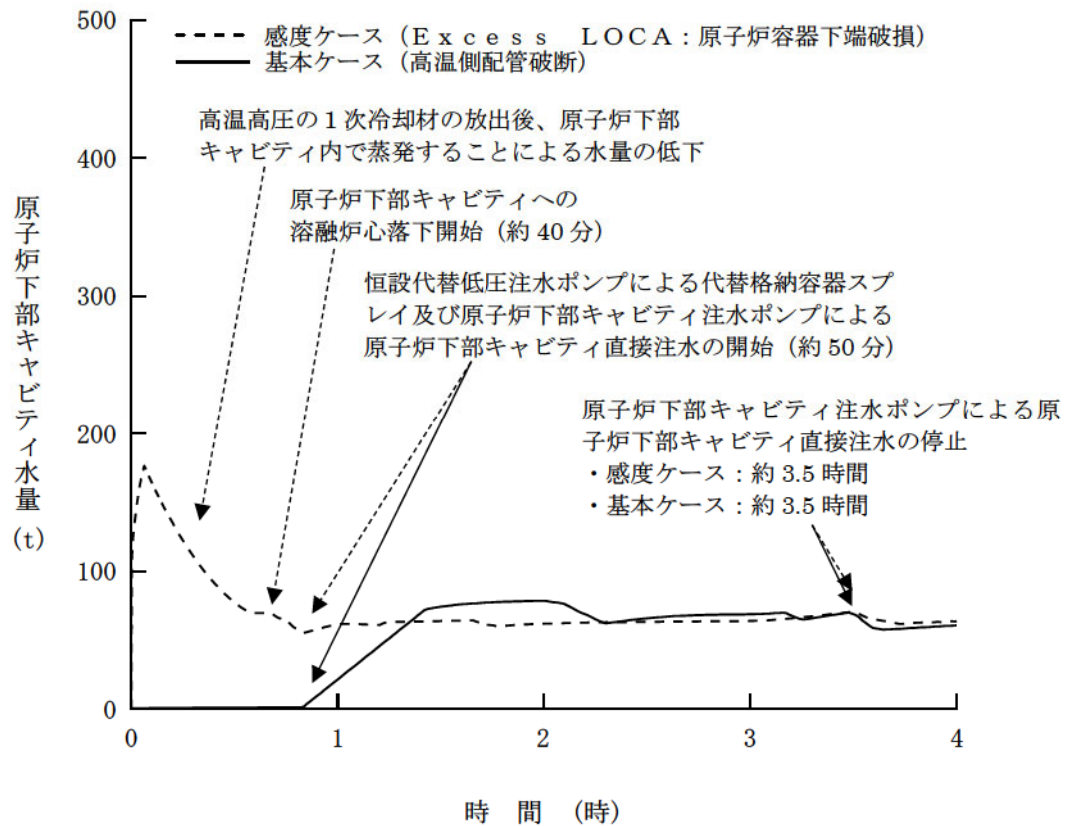
第 7.2.5.4 図 ベースマツト侵食深さの推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



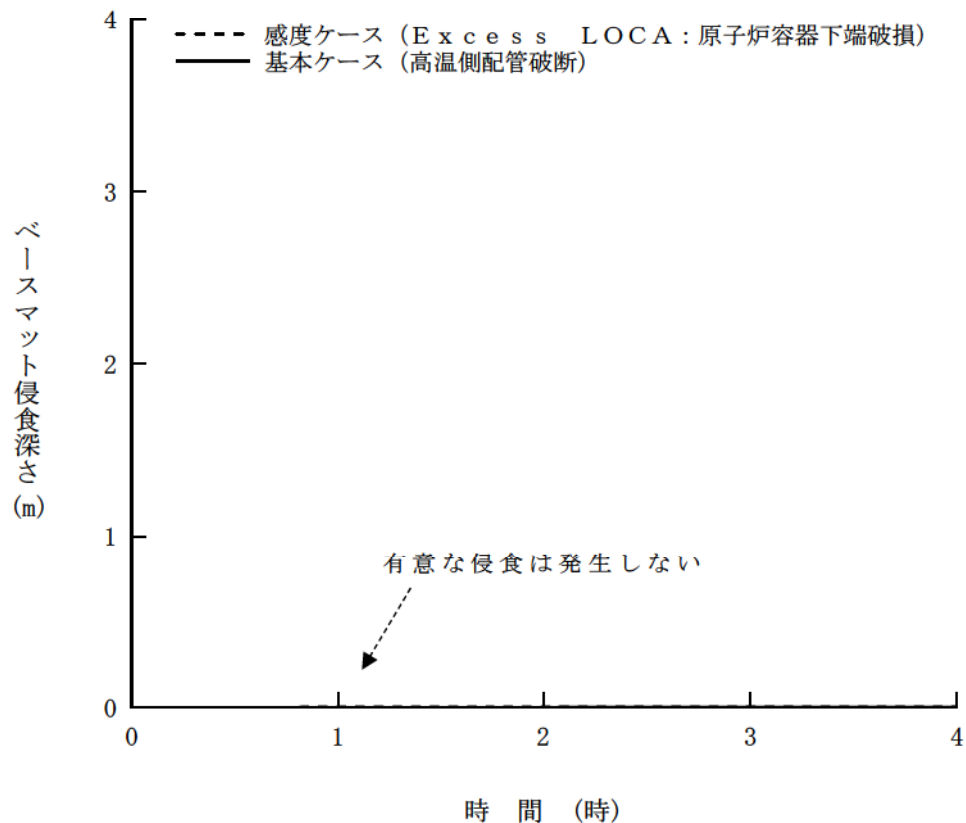
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



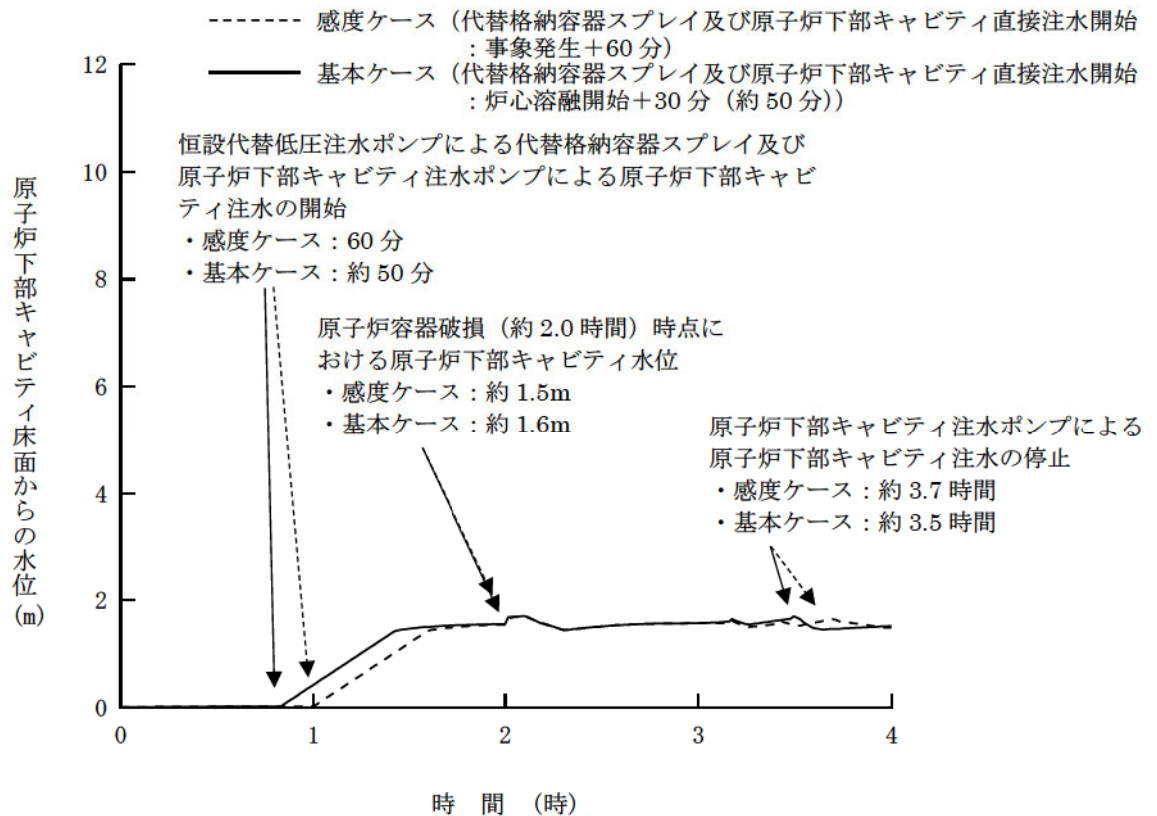
第 7.2.5.6 図 ベースマツト侵食深さの推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



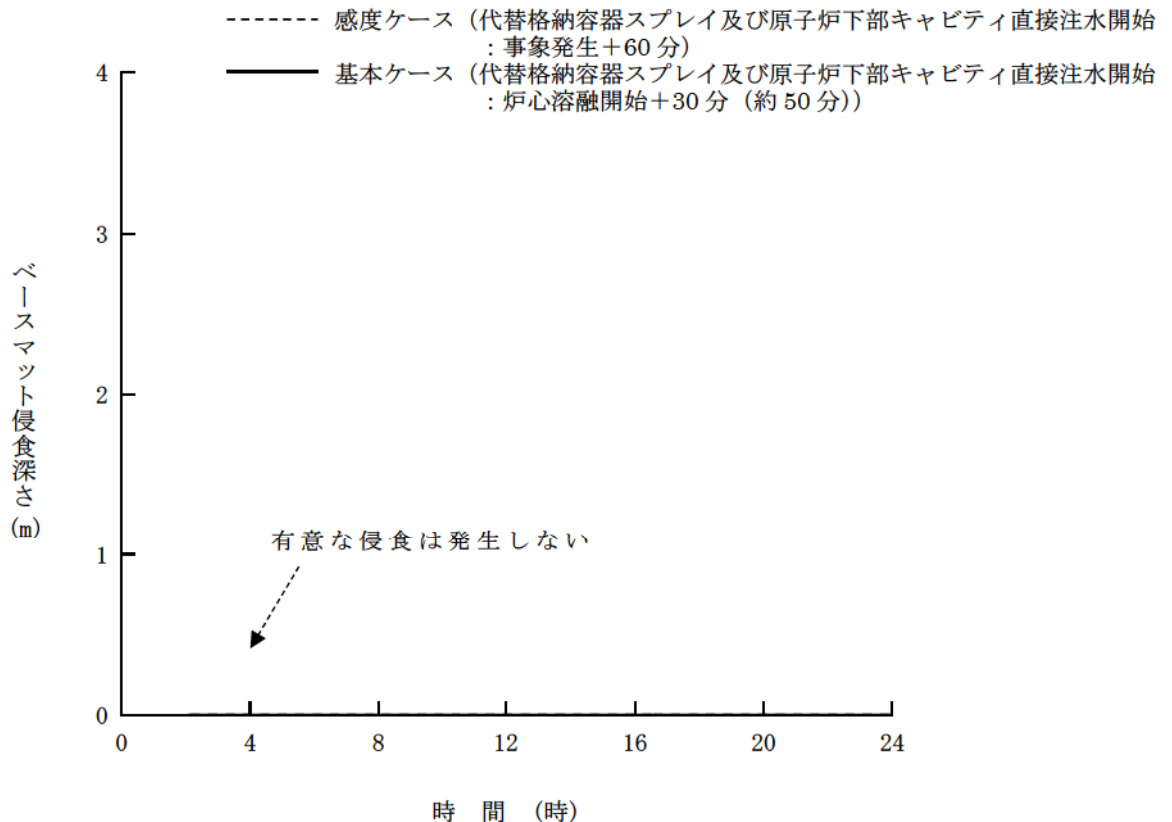
第 7.2.5.7 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.8 図 ベースマツト侵食深さの推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
(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
操作時間余裕確認)



第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さの推移
(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
操作時間余裕確認)

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

本原子炉施設における想定事故について、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.3.1 想定事故 1

7.3.1.1 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 1 として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故 1 では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。対策の概略系統図を第 7.3.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.1.2 図に示すとともに重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.1.1 表に示す。

想定事故 1 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 26 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6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12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7.3.1.3図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水温及び水位の確認に必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（広域）等である。

d. 使用済燃料ピット注水操作

淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓か

らの可搬型ホースを用いた注水を行う。

2次系純水タンクが使用可能であれば、消防ポンプを用いた注水を行う。

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

淡水タンク、2次系純水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位(NWL)を目安に注水し、通常水位(NWL)到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。

以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（広域）等である。

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故1では、冷却機能又は注水機能の喪失による使用済燃料ピット水温上昇、沸騰及び蒸発により水位は低下するが、燃料有効長頂部を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、燃料頂部より 7.08m とする。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として 15m³/h を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 送水車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 1 の事象進展を第 7.3.1.2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約 11 時間で 100℃ に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第 7.3.1.4 図に示すとおり事象発生の約 1.9 日後である。

事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間は、事象発生から 7 時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生から約 1.9 日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約 0.973 であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生から 7 時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生から約 13.3 時間後には使用済燃料ピット水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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ものとする。

想定事故 1 は、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピット水位の低下を抑制することが特徴である。また、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 評価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 7.3.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価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崩壊熱、初期水位及び初期水温の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

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位を最確値とした場合、評価条件で設定している水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とする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

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位を最確値とした場合、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、

評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生約 1.9 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.7 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約 7 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水は、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.5 日短い約 1.4 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約 7 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、第 7.3.1.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作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

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位へ到達するまでの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

(2) 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確認する。

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生約 1.9 日後であり、送水車による注水を開始する時間である事象発生 7 時間後に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

による他の操作に与える影響はない。

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故 1 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「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 26 名、3 号炉及び 4 号炉については 26 名であり、合計 51 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。

(2) 必要な資源の評価

想定事故 1 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

海水を取水源として、送水車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水(15m³/h)を行う。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を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。

送水車による使用済燃料ピットへの注水については、事象発生の 6.9 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 6.4kl

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 342.4kℓ 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

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の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。

7.3.1.5 結論

想定事故 1 では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、やがて燃料は露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故 1 に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故 1 について有効性評価を行ったところ、送水車により使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピット水位を回復させ維持できる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができることを確認した。また、長期的には使用済燃料ピット水位及び温度が安定した状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作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、想定事故 1 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、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、送水車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、「想定事故 1」に対して有効である。

第 7.3.1.1 表 「想定事故 1」における重大事故等対策について

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
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	・使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認	・使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	・2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
d. 使用済燃料ピット注水操作	・淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。 ・2次系純水タンクが使用可能であれば、消防ポンプを用いた注水を行う。 ・1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 ・淡水タンク、2次系純水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位(NWL)を目安に注水し、通常水位(NWL)到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 ・以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	燃料油貯油そう	送水車 タンクローリー	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ （使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ピット水位

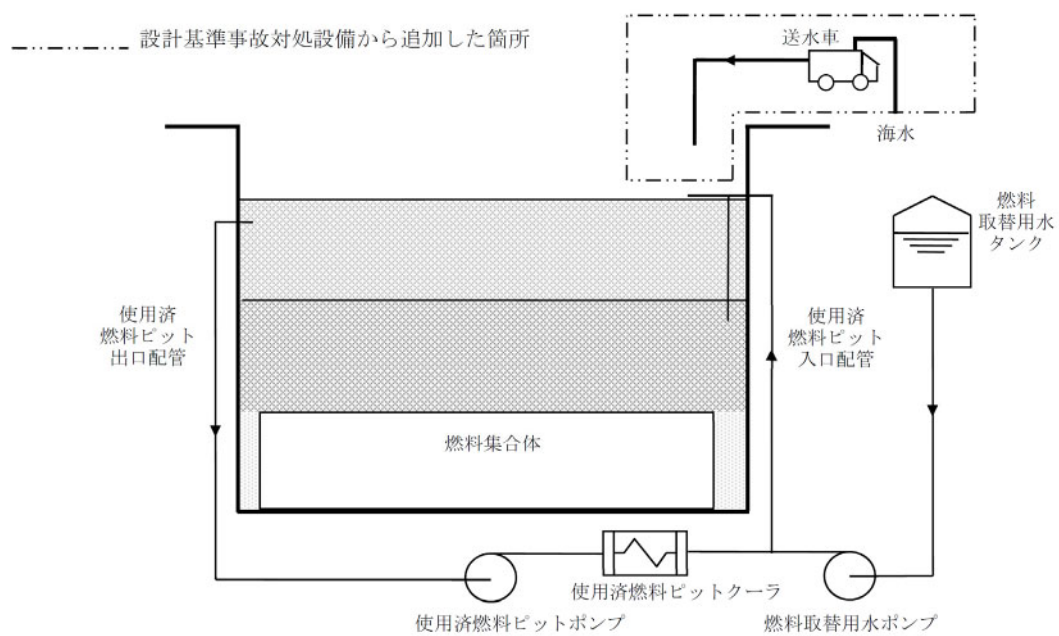
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.3.1.2 表 「想定事故 1」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）（1/2）

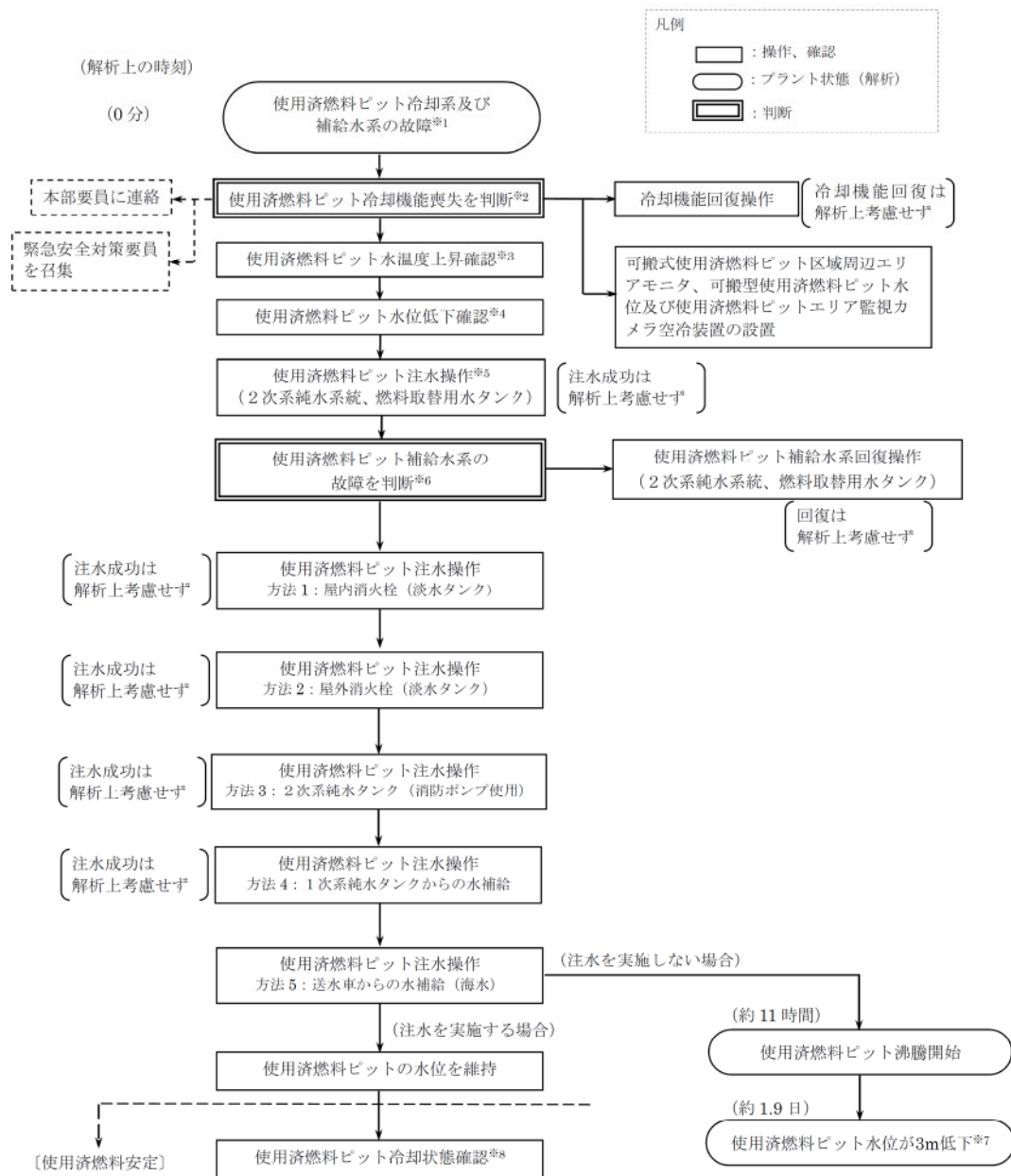
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	7.134MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯にした保管した状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、F P については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	燃料頂部より 7.08m	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるための許容水位低下量は約 3.57m であり、評価に使用する水位低下量を保守的に 3m とする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約 7.65m であるが、初期水位を燃料頂部より 7.08m と設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	使用済燃料ピット、燃料取替用キャナル及びキャスクローディングピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃まで上昇する時間の評価は、使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合とある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。

第 7.3.1.2 表 「想定事故 1」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）(2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
関連する重大事故等機器対策条件に	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から 4.08m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	送水車の使用済燃料ピットへの注水流量	15m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定（送水車の容量の設計値は約 210m ³ /h（1台当たり））。
関連する重大事故等操作対策条件に	送水車による使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生 の 7 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定（訓練実績を踏まえても評価上の操作開始時間に対して、余裕を持って注水操作が開始できる）。



第 7.3.1.1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図



※1：本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交流動力電源喪失が起因となる場合は、「全交流動力電源喪失」の対応手順の「送水車の準備（蒸気発生器、使用済燃料ピットの注水確保等）」の中で対応する。

※2：使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。

使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位

※3：使用済燃料ピット温度高警報 50℃

※4：使用済燃料ピット水位注意警報 E.L. 31.79m（通常水位 E.L. 31.89m）

※5：使用済燃料ピットのほう素濃度及び注水量により水源を決定する。

※6：使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。

2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水作業を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。

※7：使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）を確保できる水位（初期水位から蒸発による低下分）。

※8：使用済燃料ピット冷却状態確認は以下で確認。

使用済燃料ピット水位確保、温度安定。

第 7.3.1.2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要

（「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の事象進展）

必要な要員と作業項目				経過時間(分)												／経過時間(時間)				備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	20	22	24				
手順の項目	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	手順の内容	1号2号	▽ 事象発生																
				▽ プラント状況判断																
	当直課長、当直主任			▽ 約90分 補給水系故障判断																
状況判断	運転員A			10分 適宜監視																
	運転員A	(1)	(1)	30分 ※1																
使用済燃料ピット冷却系 回復操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	1	30分 ※1																
	運転員B	1	1	30分 ※2																
電源盤確認、復旧操作	保修部門員	-	-	適宜実施 ※3																
	運転員C	(1)	(1)	20分 ※4 30分 ※4																
使用済燃料ピット補給水系 回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	(1)	(1)	30分 ※5 適宜実施(冷却、補給水回復操作)																
	運転員C	(1)	(1)	30分 ※5 適宜実施 ※6																
使用済燃料ピットの監視	緊急安全対策要員 D、E、F、G	4	4	120分																

上記要員に加え、緊急時対策本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。

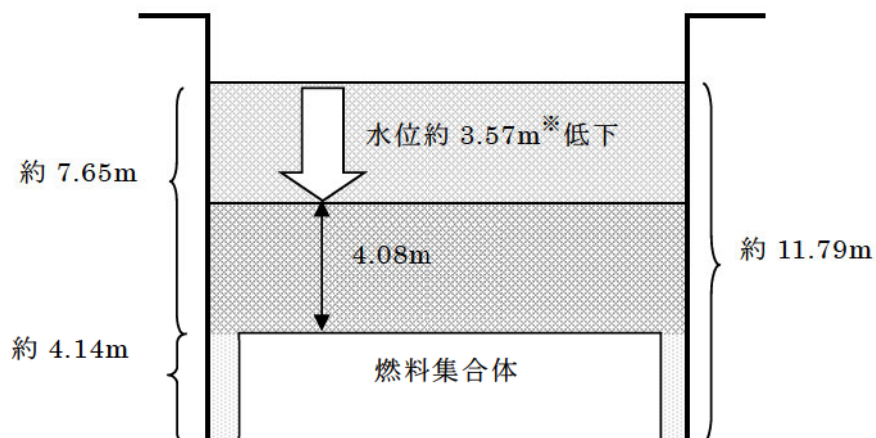
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。))。

第 7.3.1.3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）（1/2）

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								経過時間(日)		備 考
手順の項目	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	手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	2日	3日											
使用済燃料ピットへの注水作業	緊急安全対策要員 D、E、F、G、H	1号 2号 1 1 [4] [4] ●淡水による注水準備 ●使用済燃料ピット注水用送水車配置(海水) (現場操作)	2.5時間 使用済燃料ピットへの注水準備開始																		約1.9日 使用済燃料ピットへの注水開始		使用済燃料ピットへの給水は、使用済燃料ピット水位が3.0m低下する時間(高浜1・2号機は約1.9日後)までに対応が可能である。						
			1.0 1/2号機淡水タンク、1次系純水タンクの使用可否判断(使用可能な場合は以下の消火栓または淡水タンクから直接注水、または1次系純水タンクからの注水を実施する。)(解析上は考慮せず)																										
			1.5 屋内、屋外消火栓の使用可否確認(可能であれば注水)																										
			2.0 1/2号機2次系純水タンクから直接注水する消防ホース等の運搬設置																										
			0.5 1次系純水による注水を確保した後、予め海水注水準備を始める																										
			1次系水タンク使用可能 1/2号機淡水タンク使用不能 2.0時間																										
送水車給油作業	緊急安全対策要員 I	2 ●給油作業 (現場操作)	約2時間毎																										

第 7.3.1.3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)(2/2)



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
①3m※分の評価水量(m ³)		—
	ピット	約 336m ³
	ピットー燃料取替用キャナル間	約 6m ³
	燃料取替用キャナル	約 40m ³
	燃料取替用キャナルーキャスクローディングピット間	約 3m ³
	キャスクローディングピット	約 42m ³
計		427m ³
②崩壊熱による保有水蒸発水量		11.88 m ³ /h
③3m※水位低下時間 (①／②)		約 1.4 日間
④水温 100℃までの時間		約 11 時間
合計 (③＋④)		約 1.9 日間

※使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるための許容水位低下量は約 3.57m であり、評価に使用する水位低下量を保守的に 3m とした。

第 7.3.1.4 図 「想定事故 1」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

7.3.2 想定事故 2

7.3.2.1 想定事故 2 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 2 として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 2 では、使用済燃料ピットの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故 2 では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 2 における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。対策の概略系統図を第 7.3.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.2.2 図に示すとともに重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.2.1 表に示す。

想定事故 2 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 26 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 6 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 12 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 7.3.2.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位注意警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。

使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始し、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（広域）等である。

b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

2 次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（広域）等である。

c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温上昇の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

d. 使用済燃料ピット注水操作

淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。

2次系純水タンクが使用可能であれば、消防ポンプを用いた注水を行う。

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

淡水タンク、2次系純水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。

以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（広域）等である。

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2では、冷却系配管破断により使用済燃料ピット水位が、使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後のピット水温上昇、沸騰及び蒸発により水位は低下するが、燃料有効長頂部を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2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

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.2.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

想定事故2に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下すると想定し、この時の使用済燃料ピット水位は、燃料頂部より 6.40m とする。

評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮している。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として 15m³/h を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 送水車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 2 の事象進展を第 7.3.2.2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、

使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約 10 時間で 100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第 7.3.2.4 図に示すとおり事象発生約 1.5 日後である。

事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間は、事象発生約 7 時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生約 1.5 日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約 0.973 であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生約 7 時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生約 7 時間後には使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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ものとする。

想定事故2は、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピット水位の低下を抑制することが特徴である。また、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 評価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 7.3.2.2 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、評価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崩壊熱及び初期水温の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

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温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

崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅く

なり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生約 1.5 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.1 日短い約 1.4 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約 7 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水は、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.4 日短い約 1.1 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約 7 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、第 7.3.2.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作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

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間余裕は大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 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確認する。

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生の約 1.5 日後であり、送水車による注水を開始する時間である 7 時間に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故 2 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「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 26 名、3 号炉及び 4 号炉については 26 名であり、合計 51 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。

(2) 必要な資源の評価

想定事故 2 において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.3.1 想定事故 1」と同様である。

7.3.2.5 結論

想定事故 2 では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故 2 に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故 2 について有効性評価を行ったところ、送水車により使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができることを確認した。また、長期的には使用済燃料ピット水位及び温度が安定した状

態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作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、想定事故 2 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、「7.3.1 想定事故 1」と同様であり供給可能である。

以上のことから、送水車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、「想定事故 2」に対して有効である。

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」における重大事故等対策について

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
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	・使用済燃料ピット水位注意警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。 ・使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始し、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の設置を行う。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	・2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認	・使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ
d. 使用済燃料ピット注水操作	・淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓又は屋外消火栓からの可搬型ホースを用いた注水を行う。 ・2次系純水タンクが使用可能であれば、消防ポンプを用いた注水を行う。 ・1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 ・淡水タンク、2次系純水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。 ・以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	燃料油貯油そう	送水車 タンクローリー	使用済燃料ピット温度（AM用） 使用済燃料ピット水位（広域） 使用済燃料ピットエリア監視カメラ （使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 可搬型使用済燃料ピット水位

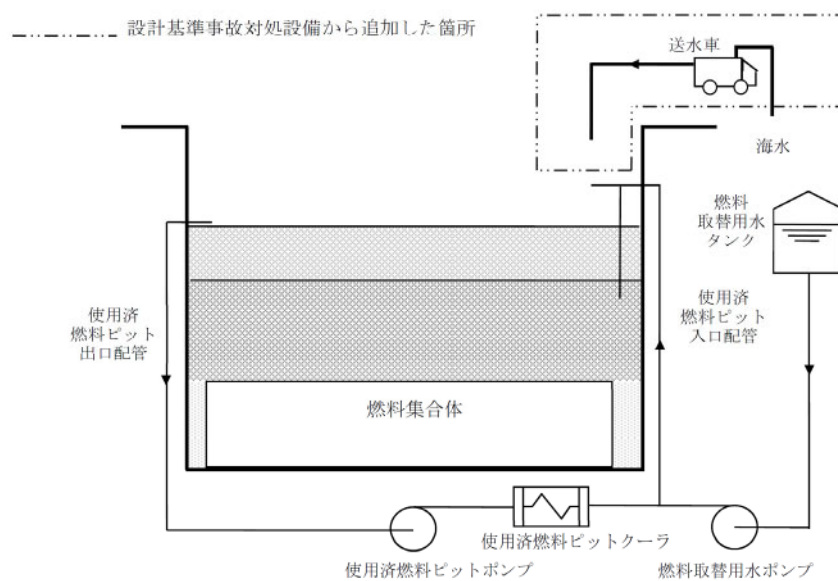
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.3.2.2 表 「想定事故 2」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）（1/2）

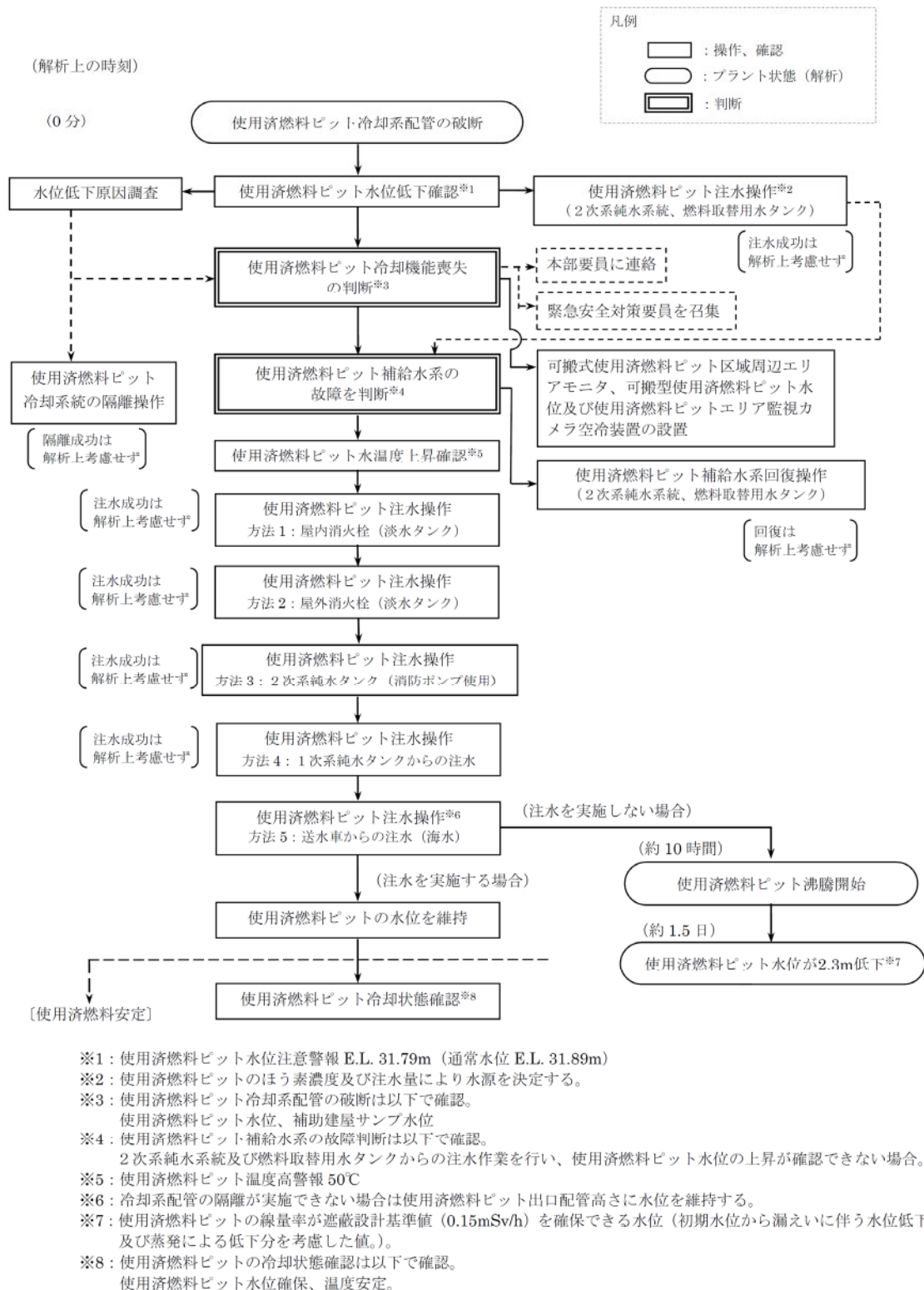
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	7.134MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯にした保管した状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、F P については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	使用済燃料ピット、燃料取替用チャンネル及びキャスクローディングピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃ まで上昇する時間の評価は、使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却材配管の破断によって想定される初期水位	燃料頂部より 6.40m	冷却材配管破断時に使用済燃料ピット水位が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピット出口配管の破断による流出を想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合とある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。

第 7.3.2.2 表 「想定事故 2」の主要評価条件（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）（2/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等機器対条件に関連	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から 4.08m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	送水車の使用済燃料ピットへの注水流量	15m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定（送水車の容量の設計値は約 210m ³ /h（1 台当たり））。
重大事故等操作対条件に関連	送水車による使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生の 7 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定（訓練実績を踏まえても評価上の操作開始時間に対して、余裕を持って注水操作が開始できる）。



第 7.3.2.1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図

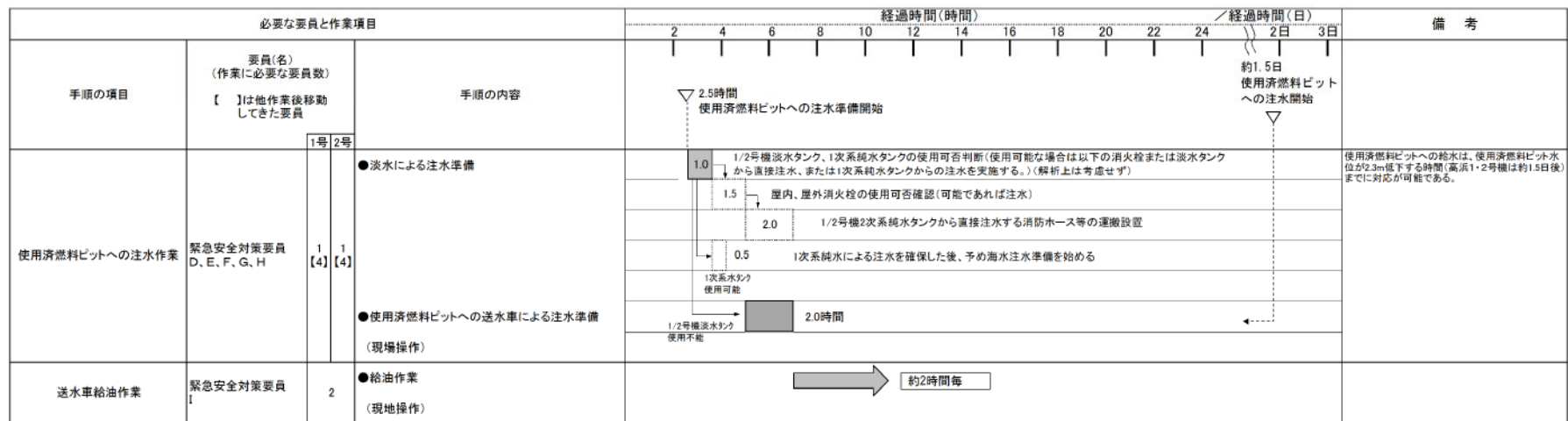


第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要
(「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の事象進展)

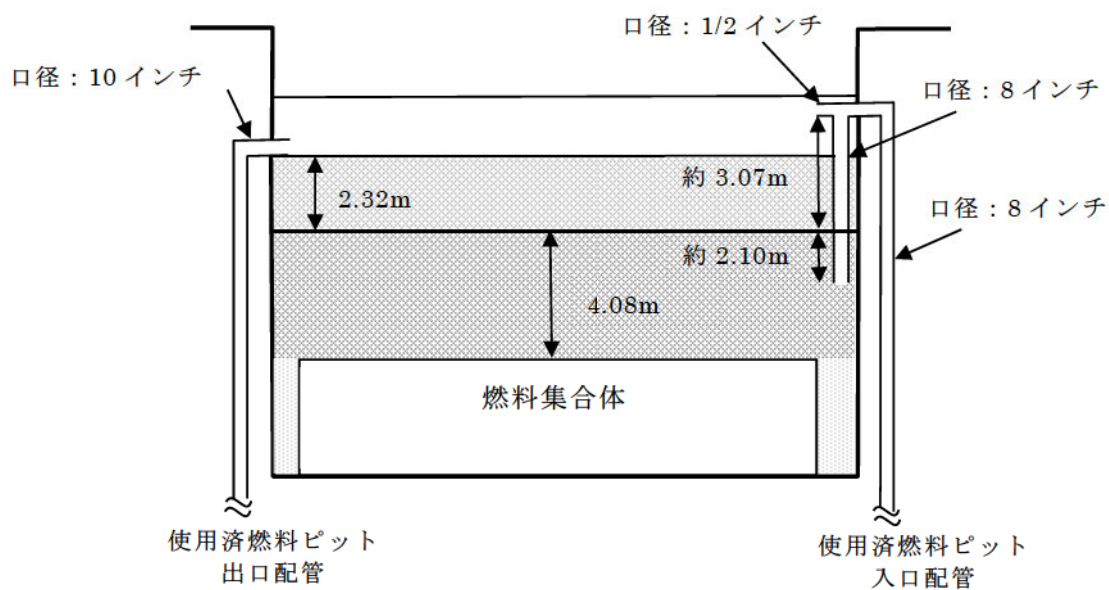
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容		▽ 事象発生 																

上記要員に加え、緊急時対策本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」 の作業と所要時間（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）（1/2）



第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」 の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断) (2/2)



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
①2.32m 分の評価水量(m ³)		—
ピット ピットー燃料取替用キャナル間 燃料取替用キャナル 燃料取替用キャナルーキャスクローディングピット間 キャスクローディングピット	ピット	約 259m ³
	ピットー燃料取替用キャナル間	約 4m ³
	燃料取替用キャナル	約 30m ³
	燃料取替用キャナルーキャスクローディングピット間	約 2m ³
	キャスクローディングピット	約 32m ³
計		327m ³
②崩壊熱による保有水蒸発水量		11.88 m ³ /h
③2.32m 水位低下時間 (①／②)		約 1.1 日間
④水温 100℃までの時間		約 10 時間
合計 (③＋④)		約 1.5 日間

第 7.3.2.4 図 「想定事故 2」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

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

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）

7.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「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）」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「余熱除去機能が喪失する事故」、「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」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「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）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い、余熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い 1 次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより 1 次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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。対策の概略系統図を第 7.4.1.1 図に、対応手順の概要を第

7.4.1.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.4.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要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 16 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 6 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 2 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 7.4.1.3 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、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 44 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待していない事象発生 6 時間までは、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 8 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 時間以降に必要な召集要員は 4 名である。

a. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去クーラによる冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

c. 余熱除去機能回復操作

余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。

d. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。

e. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

また、空冷式非常用発電装置及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。

f. 燃料取替用水タンクによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。

燃料取替用水タンクによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2基目のアキュムレータ出口弁を開操作する。

また、恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持すると共に、加圧器安全弁

(3 個取外し中) からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

h. 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

格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]になれば、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、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系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

i. 代替再循環運転による 1 次冷却系の冷却

長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。

また、余熱除去機能が回復しない状態で、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 59%以上となれば、格納容器サンプル B から C、D 内部スプレポンプを経て B 内部スプレクーラで冷却した水を B 余熱除去系統及び B 格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転による 1 次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、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ことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

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。

なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて A、B 内部スプレ

ポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

7.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」である。なお、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、

余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。また、充てん／高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、ディーゼル発電機によりアニュラス循環排気ファンの運転が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) アキュムレータ

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。

アキュムレータ保持圧力（最低保持圧力）

1.0MPa[gage]

アキュムレータ保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、7.4.1.2(2)c.(b)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、20m³/hとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) アキュムレータによる炉心注水操作は、事象発生を検知及び判断並びにアキュムレータによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、1基目は事象発生後60分後、2基目

は事象発生後の 90 分後に注水するものとする。

- (b) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、事象発生を検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、2 基目のアキュムレータの注水以降とし、事象発生後の 91 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.1.2 図に、1 次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.4.1.4 図から第 7.4.1.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、余熱除去機能が喪失することにより、1 次冷却材温度が上昇し、約 1 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することで、1 次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。事象発生後の 60 分後に 1 基目、90 分後に 2 基目のアキュムレータから炉心注水することにより、炉心水位を確保することができる。アキュムレータによる炉心注水に伴い 1 次冷却系保有水量が増加することで、加圧器への流入流量も増加することから、加圧器からの流出流量はその都度変動する。

事象発生後の 91 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1 次冷却系水位を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第 7.4.1.5 図に示すとおりであり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはない。燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と 1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.9\%\Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

燃料被覆管温度は第 7.4.1.12 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく 1 次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第 7.4.1.9 図及び第 7.4.1.11 図に示すとおり、事象発生の約 130 分後に、1 次冷却系保有水量及び 1 次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器サンプル B 水位が再循環切替値に到達後、C、D 内部スプレポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続すること、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、また、必要に応じてA、B内部スプレポンプによる格納容器スプレイにより原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作であるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を確保することが特徴である。また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水