

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（1 / 4）

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
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉の自動停止、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	【蓄電池（非常用）】	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 線源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等による電源確保、中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給、使用済燃料ピットへの注水確保、高圧再循環、格納容器内自然対流冷却、アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の準備を行う。 1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材漏えいの兆候有無の判断を行うとともに、1 次冷却材圧力の急速な低下による大破断 LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による蒸気発生器への注水喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失又は全交流動力電源喪失と LOCA が発生した場合の対応操作として、充てんポンプ（B、自己冷却式）の準備を行う。また、大破断 LOCA への進展の可能性を考慮して、充てんポンプ（B、自己冷却式）の準備完了後に代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。なお、大破断 LOCA が発生した場合は、代替格納容器スプレイポンプの準備を優先する。 全交流動力電源喪失と LOCA が重畳した場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）により代替炉心注水を行うが、1 次冷却材圧力の急速な低下等により大破断 LOCA に進展した場合、充てんポンプ（B、自己冷却式）に加えて、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。その後、炉心損傷の兆候がある場合（炉心出口温度について、600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合）は、注水先を切替えることにより代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷の兆候確認後の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水を行う。	【非常用ガスタービン発電機※】 【非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽※】 【空冷式非常用発電装置※】 【代替格納容器スプレイポンプ】 【充てんポンプ（B、自己冷却式）】 【重油タンク※】 【軽油タンク】 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 補助給水タンク	【中型ポンプ車】 【ミニローリー※】	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水ライン流量 補助給水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（2 / 4）

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
アニユラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の起動	全交流動力電源喪失時、アニユラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニユラス空気再循環系の空気作動弁への代替空気供給操作を行い、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等により電源供給された後にアニユラス排気ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室換気空調系ダンパの開処置を行い、中央制御室換気空調系の起動操作を行う。	アニユラス排気ファン アニユラス排気フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室再循環ファン 中央制御室非常用給気ファン 中央制御室非常用給気フィルタユニット	【窒素ポンベ（アニユラス排気系空気作動弁用）】	—
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、1次冷却材漏えいの兆候がない又は1次冷却材漏えいの兆候はあるが大破断LOC Aに至らない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 補助給水タンク 【加圧器逃がし弁】	【加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池】 【窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水ライン流量 補助給水タンク水位
イグナイタの起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃を超える状態又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【イグナイタ】 【イグナイタ作動温度計測装置】	【可搬型代替冷却水ポンプ】 【代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ライン流量】 【格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 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） 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）

【 】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」の重大事故等対策について（3 / 4）

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
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、イグナイタ作動温度計測装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置 【イグナイタ】 【イグナイタ作動温度計測装置】	—	—
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う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落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等からの給電及び代替格納容器スプレイポンプの準備が整い、炉心損傷の兆候がある場合には、代替格納容器スプレイを開始する。 なお、炉心冷却については、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が 16%以下に到達した場合に、補助給水タンクとの連絡のための準備を行い、補助給水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 80%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 0.283MPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	【代替格納容器スプレイポンプ】 【充てんポンプ（B、自己冷却式）】 【燃料取替用水タンク】 【補助給水タンク】 【軽油タンク】	【中型ポンプ車】 【ミニローリー】	【代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)】 【格納容器内温度】 【格納容器内圧力（広域）】 【格納容器内圧力(AM)】 【格納容器再循環サンプ水位（広域）】 【格納容器再循環サンプ水位（狭域）】 【格納容器水位】 【原子炉下部キャビティ水位】 【燃料取替用水タンク水位】 【補助給水タンク水位】
水素濃度監視	ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、炉心出口温度計指示が 350℃を超える状態又は E C C S 作動信号の発信を伴う L O C A 時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に格納容器水素濃度計測装置等の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アンユラス部に漏えいした水素によるアンユラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アンユラス水素濃度(AM)計測装置の準備を行うとともに、準備が整い次第運転し、アンユラス内の水素濃度の測定を開始する。	【軽油タンク】	【可搬型代替冷却水ポンプ】 【代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置】 【中型ポンプ車】 【ミニローリー】	【格納容器水素濃度計測装置】 【アンユラス水素濃度(AM)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」の重大事故等対策について（4 / 4）

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
格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニット（A 及び B）に原子炉補機冷却水を通水し，原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には，中型ポンプ車により格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し，原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。	格納容器再循環ユニット（A 及び B） 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ 【軽油タンク】	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用） 【中型ポンプ車】 【ミニローリー】	格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.2 表 主要解析条件（水素燃焼）（1 / 4）

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コード。
		GOTHIC	本評価事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器におけ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，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であるコード。
初期条件	炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり，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次系圧力（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次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度（初期）	302.3 + 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次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため，燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。

第 7.2.4.2 表 主要解析条件（水素燃焼）（2 / 4）

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	67,400m 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めの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと原子炉格納容器内の水素濃度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めの値	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。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	49℃	設計値を基に設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり，同じ水素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（0 kPa[gage]）	評価結果を厳しくするように，設計値に余裕を考慮した低めの値として設定。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。

第 7.2.4.2 表 主要解析条件（水素燃焼）（3 / 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 (破断位置, 破断口径)	大破断 L O C A 破断位置: 高温側配管 破断口径: 配管口径 約 0.74m (29inch) の 完全両端破断	1 次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ため, 静的触媒式水素再結合装置の水素処理が厳しくなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は, 1 次冷却材配管 (口径約 0.74m (29inch)) の完全両端破断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	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高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	外部電源がある場合, 格納容器スプレイが早期に起動し, 水蒸気が凝縮されることにより, 水素濃度の観点から厳しい設定。
	水素の発生	- 全炉心内のジルコニウム量の 75% と水の反応による発生を考慮 - 水の放射線分解, 金属腐食及びヒドラジン分解による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は, 実験等に基づいた保守的な値として設定。金属腐食で考慮する金属量及び表面積は, 設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。また, ヒドラジン分解による水素生成割合は文献に基づいた値として設定。

第 7.2.4.2 表 主要解析条件（水素燃焼）（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、原子炉自動停止時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉自動停止を仮定。
	蓄圧タンク保持圧力	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。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（3基） (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、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/基 (水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs]時)	設計値を基に設定。
	静的触媒式水素 再結合装置基数	5 基	配備基数を設定。
	イグナイタ	効果を期待しない	水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しない。
	格納容器スプレイポンプ	事象発生 112 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、作動遅れ等を考慮して設定。
		最大流量	原子炉格納容器へのスプレイは、格納容器スプレイポンプ 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第 7.2.5.1 表 主要解析条件（熔融炉心・コンクリート相互作用）（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コード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100% (2, 652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように，定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり，炉心水位を確保しにくく，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次系圧力 （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 次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3 + 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 次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 （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。また，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。

第 7.2.5.1 表 主要解析条件（熔融炉心・コンクリート相互作用）（2 / 4）

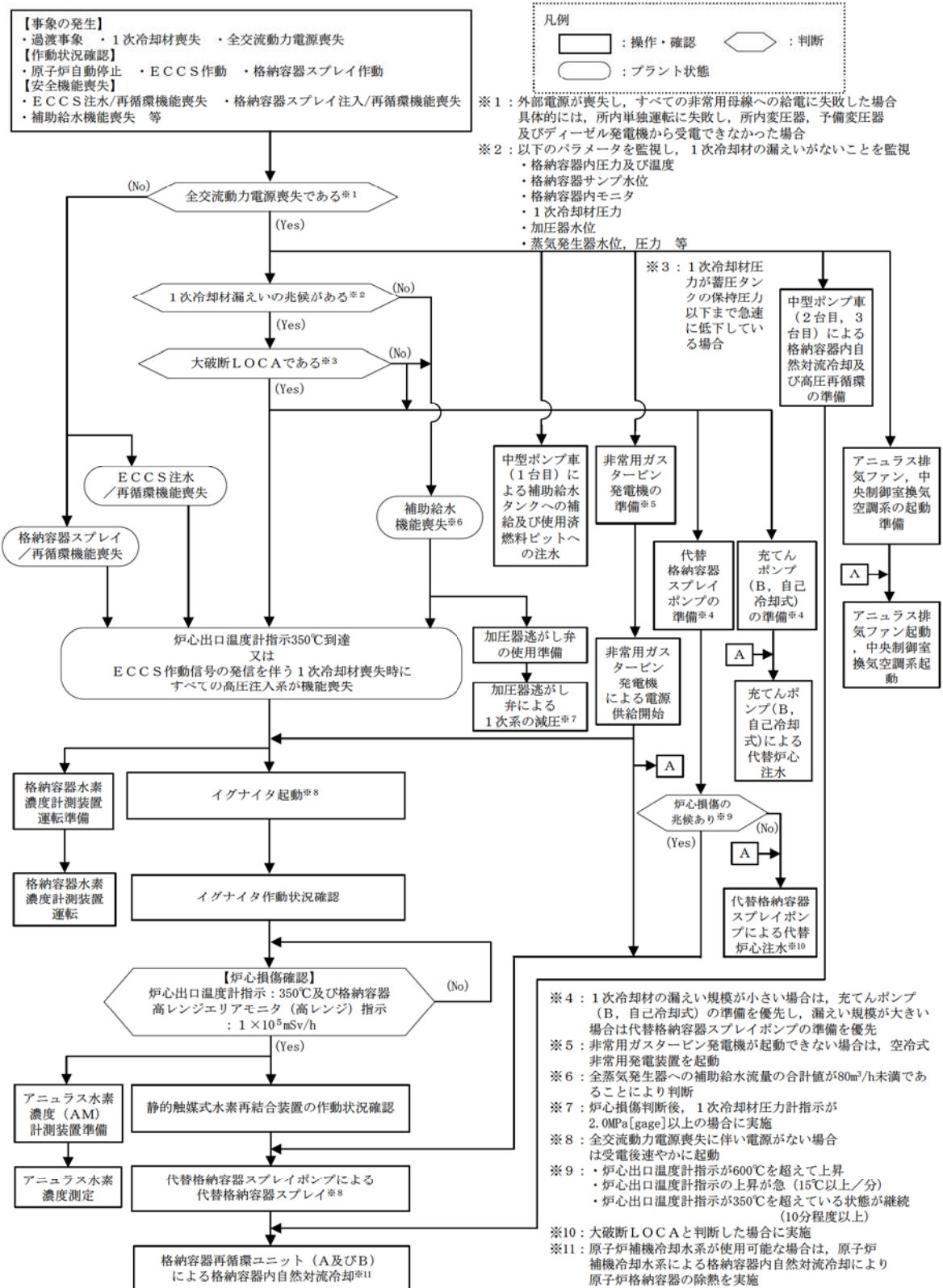
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 (破断位置, 破断口径)	大破断 L O C A 破断位置: 高温側配管 破断口径: 配管口径 約 0.74m (29inch) の 完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため, 事象進展が速く, 炉心溶融, 原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は, 1 次冷却材配管 (口径約 0.74m (29inch)) の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	低圧注入機能, 高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・ 外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し, 原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとして いる。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については, 原子炉格納容器圧力及び温度に対する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 主要解析条件（熔融炉心・コンクリート相互作用）（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めの値として、解析に用いるトリップ限界値として設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、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、信号遅れ及びポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 S G	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク保持圧力	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。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基（3 基） （最小保有水量）	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。
	代替格納容器 スプレイポンプ	140m ³ /h	原子炉格納容器への注水は代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。 原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2 基 1 基あたりの除熱特性 （100℃～約 155℃， 約 1.9MW～約 8.1MW）	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット（A 及び B）除熱特性の設計値として設定。
	静的触媒式水素 再結合装置 及び イグナイタ	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イグナイタの効果については期待しない。

第 7.2.5.1 表 主要解析条件（熔融炉心・コンクリート相互作用）（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 関連する機器条件	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電力要求では炉心出力からキャビティ床面積を求める要求があり、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。
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替格納容器スプレイ ポンプ起動	炉心熔融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	代替格納容器スプレイ ポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニット (A 及び B) による 格納容器内自然対流冷却 開始	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

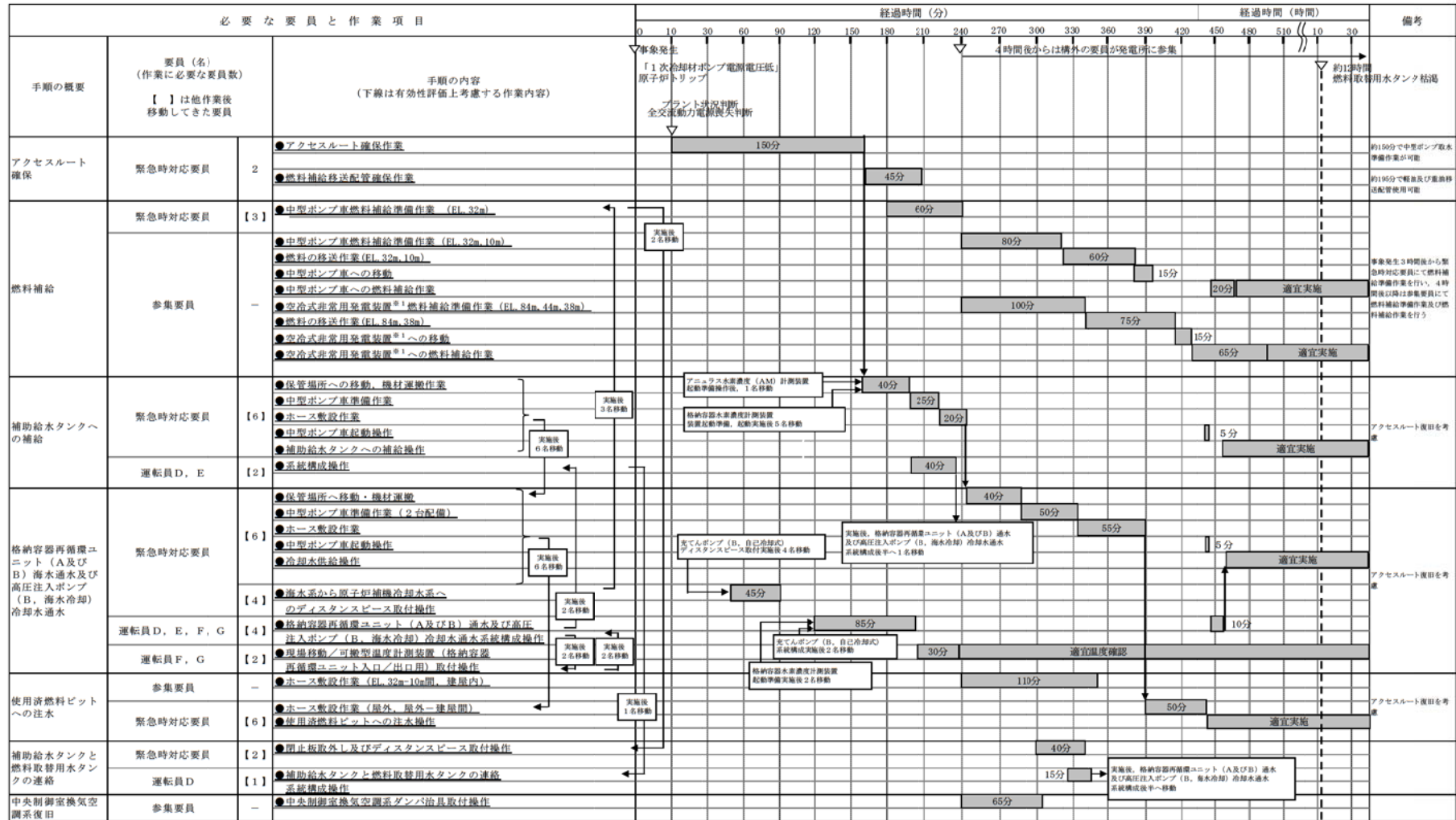


第 7.2.1.1.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」
の対応手順の概要（格納容器破損モード）

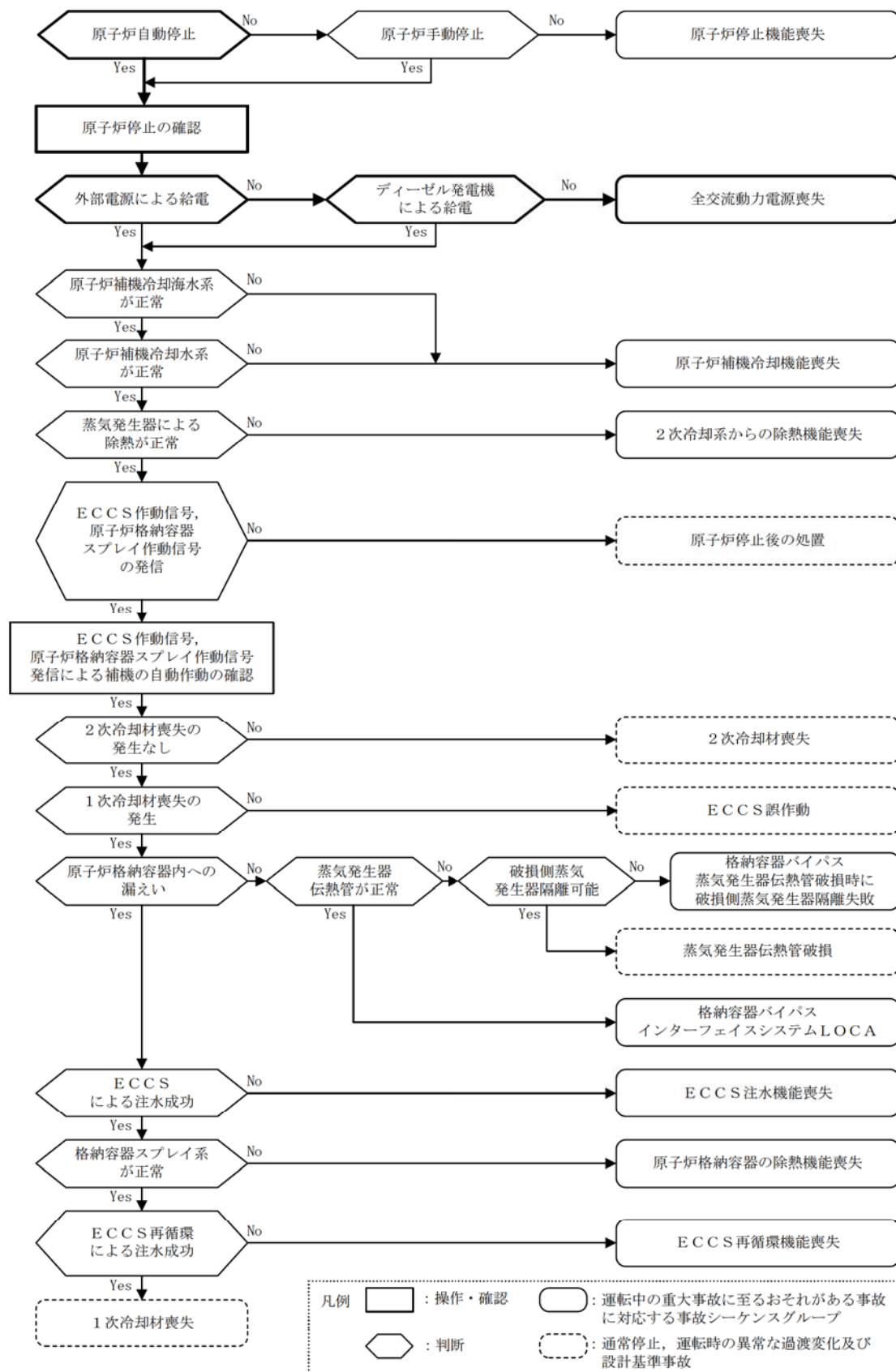
□ : 有効性評価上考慮する作業

 : 有効性評価上考慮しない作業

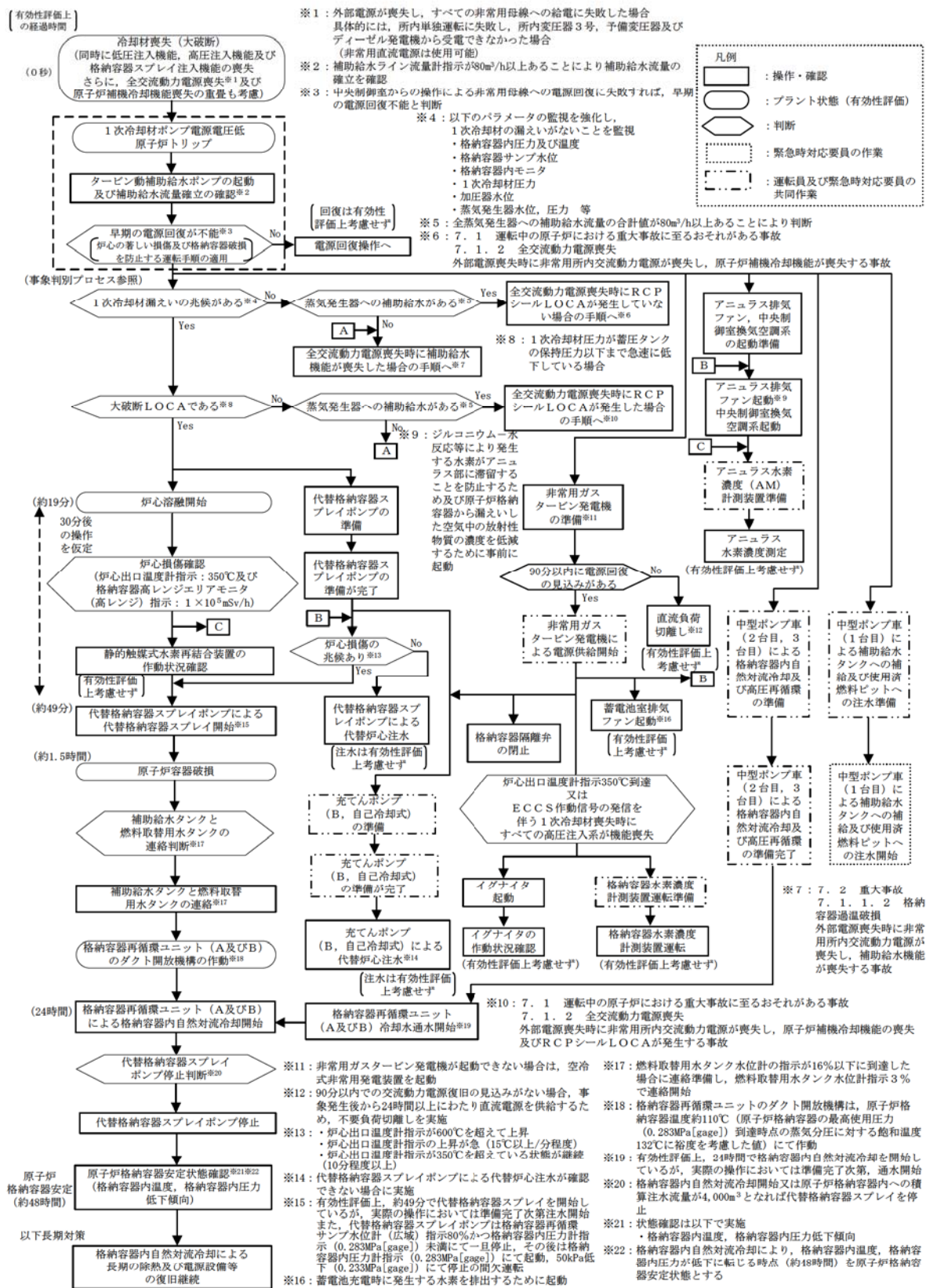
第 7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間
(大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1 / 2)



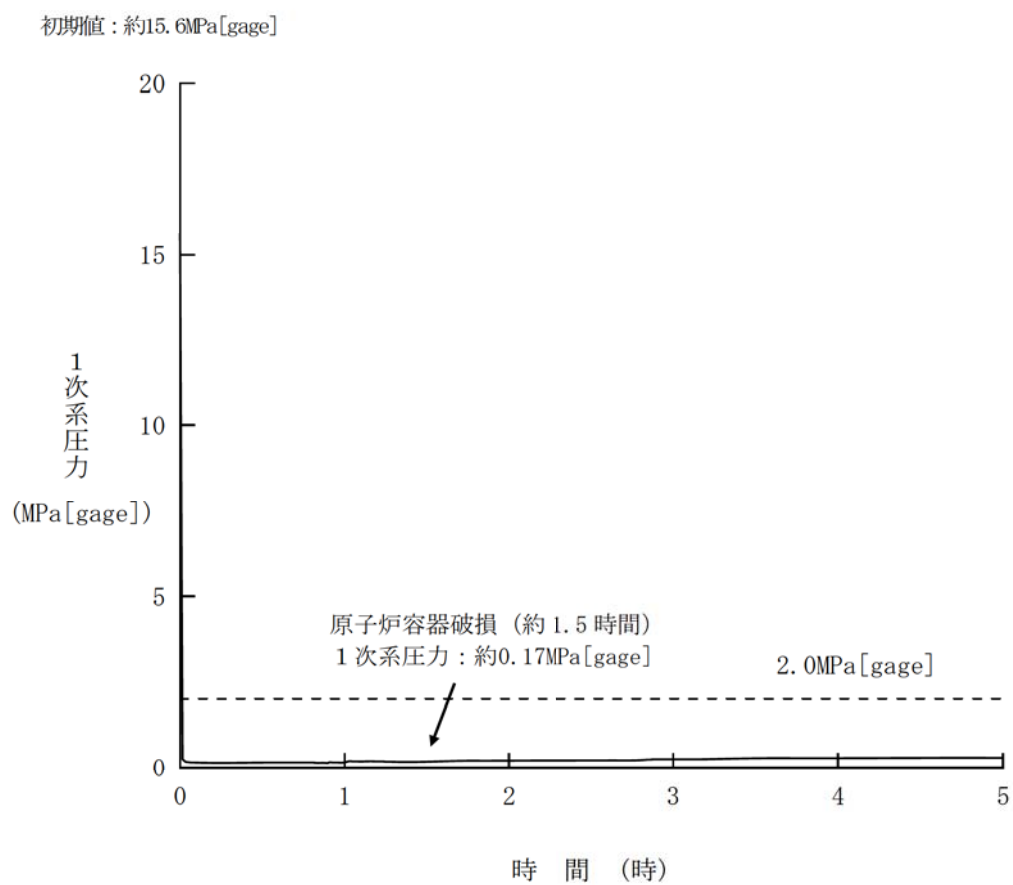
第7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間
 （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2／2）



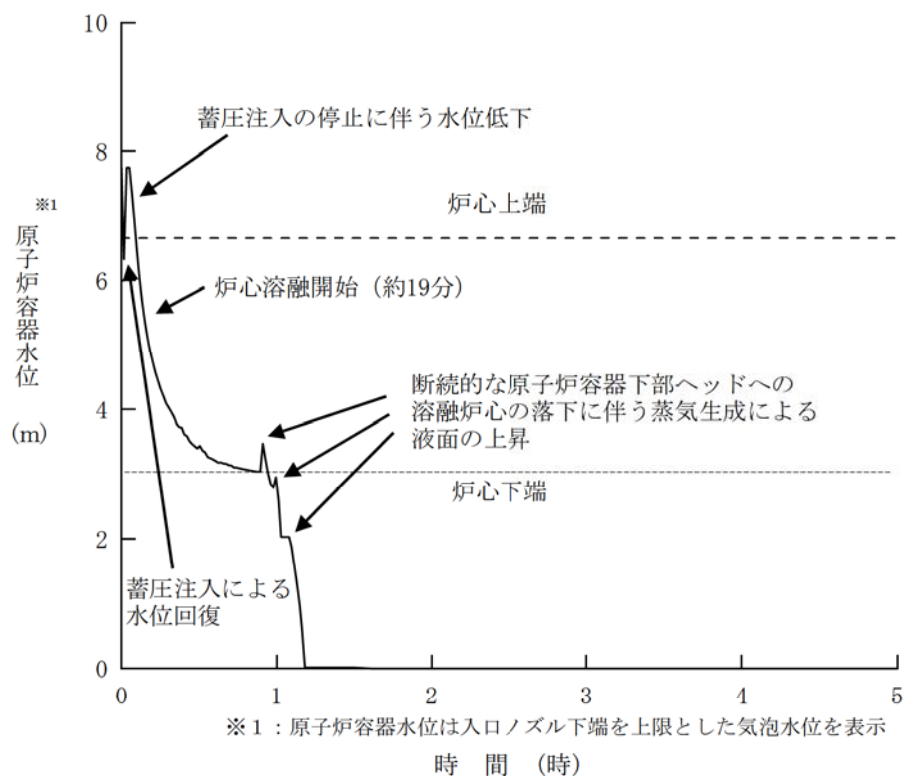
第7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（事象判別プロセス）
（大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び
格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）



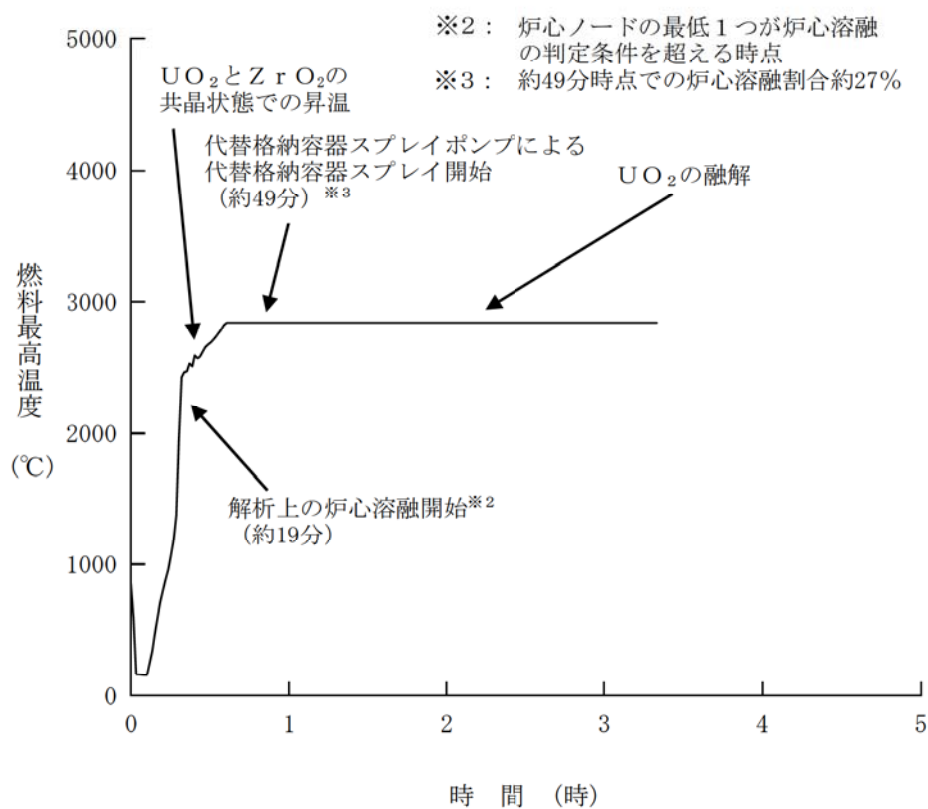
第7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展
（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び
格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）



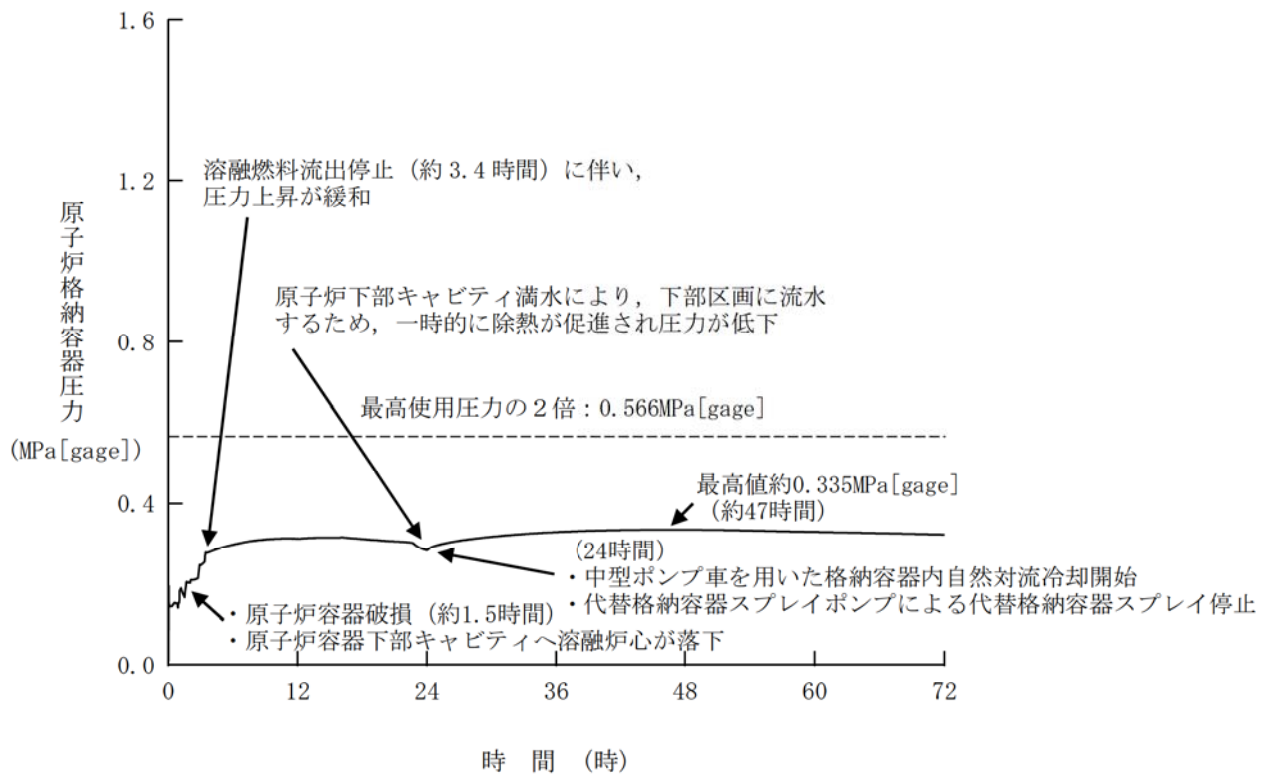
第7.2.1.1.6図 1次系圧力の推移



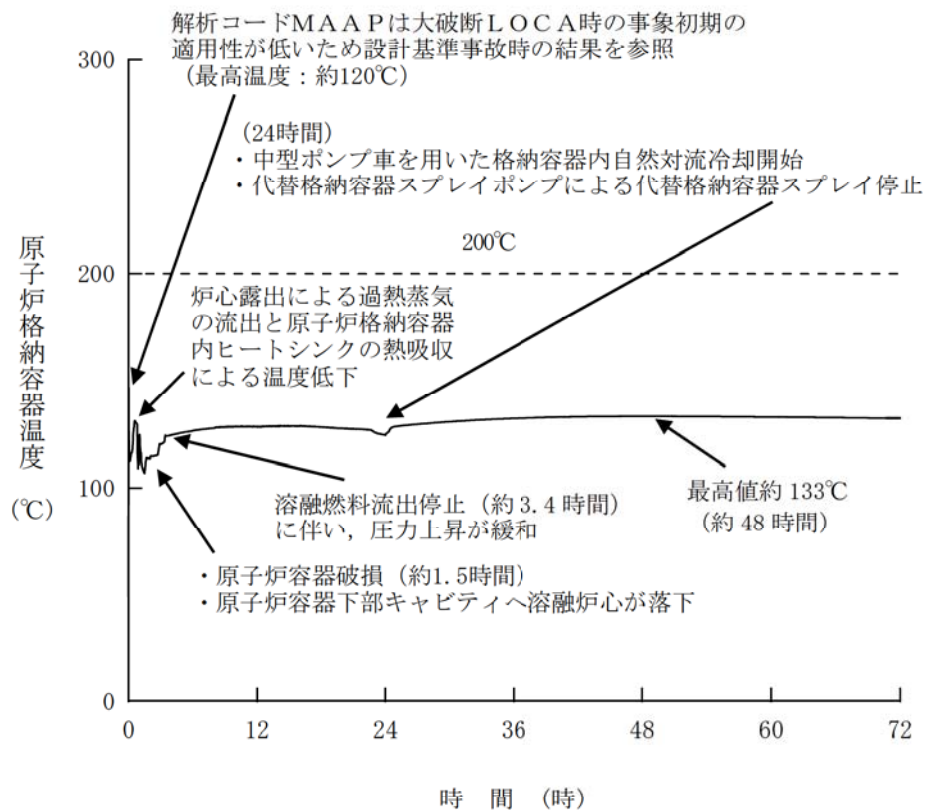
第7.2.1.1.7図 原子炉容器水位の推移



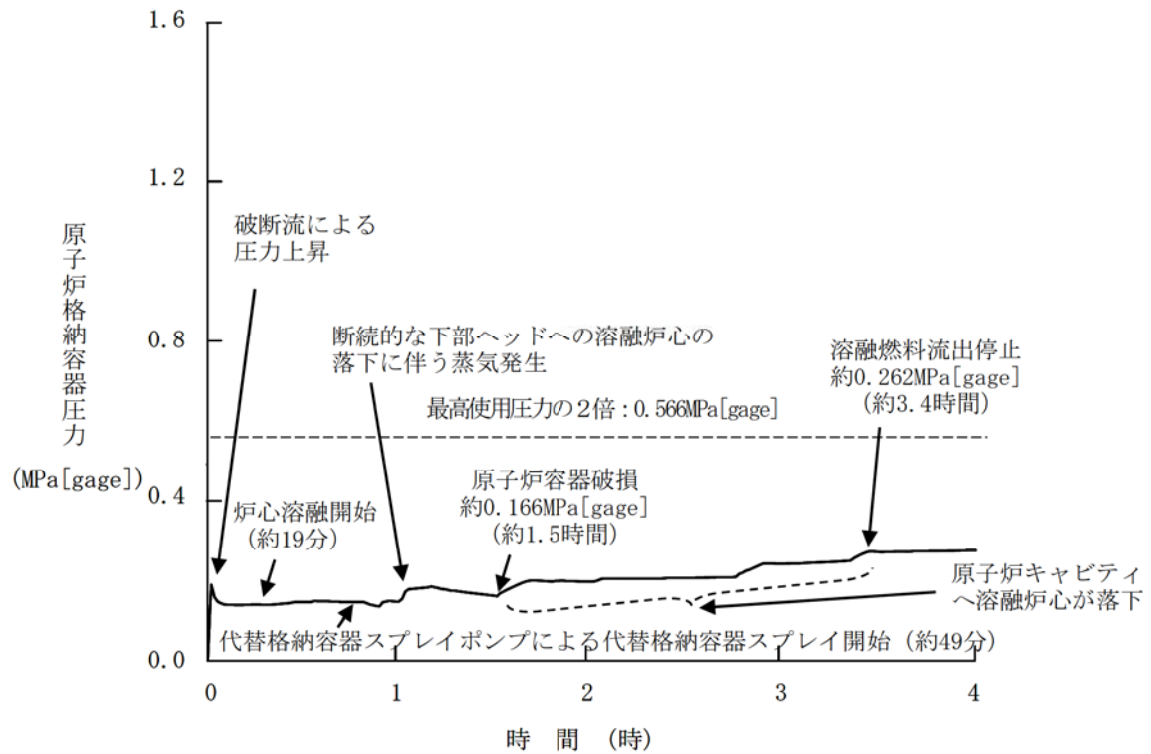
第7.2.1.1.8図 燃料最高温度の推移



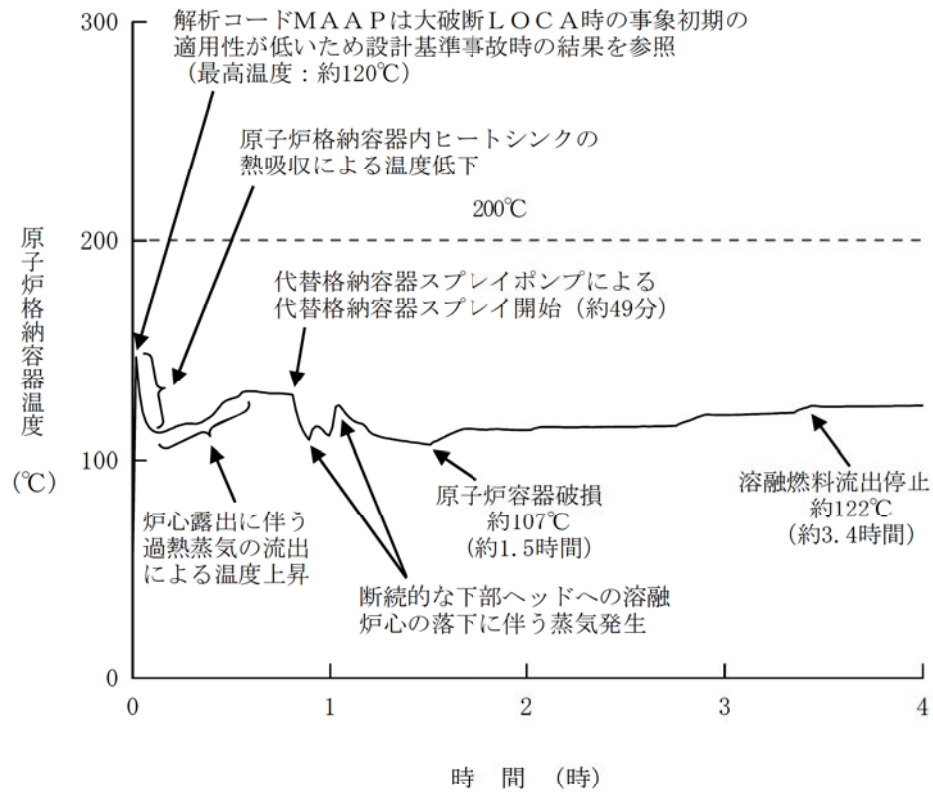
第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移



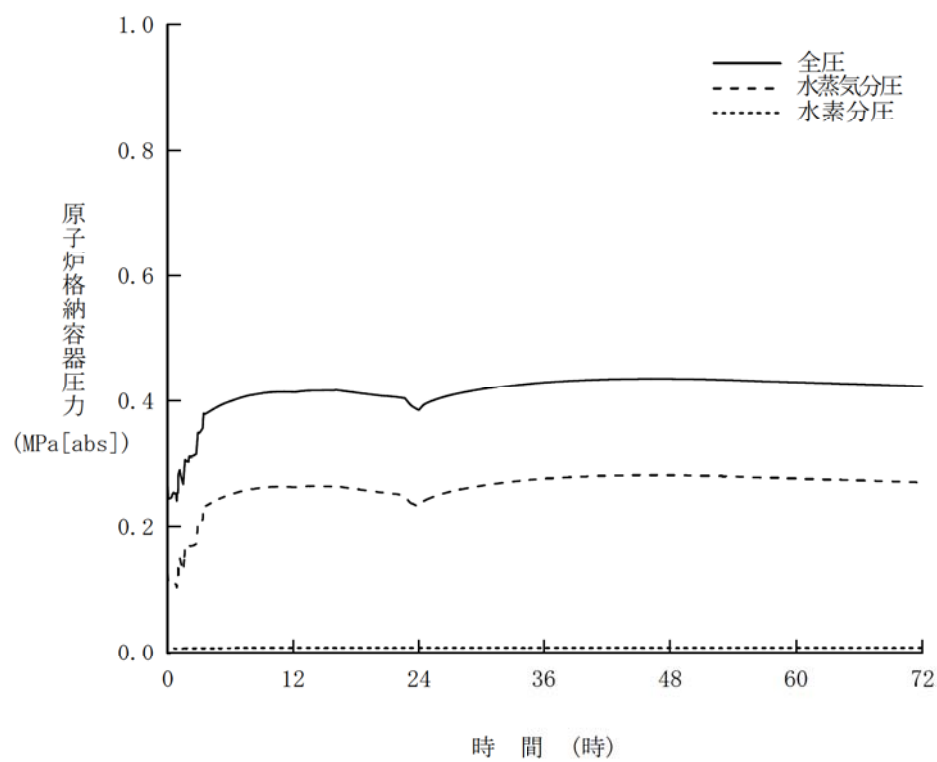
第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器温度の推移



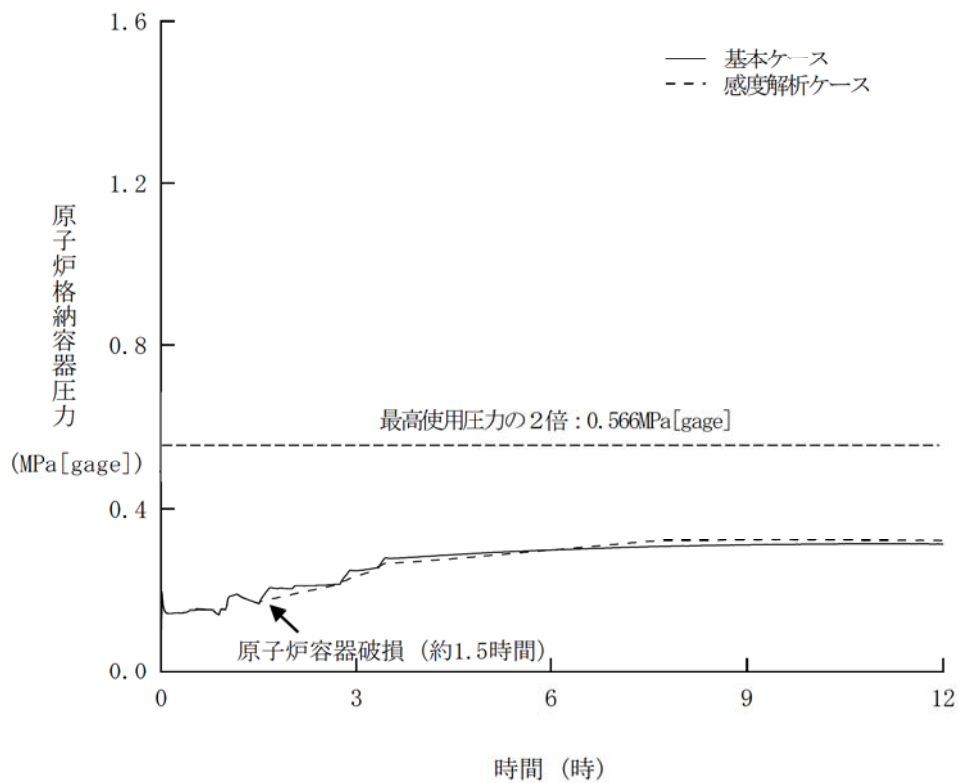
第7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)



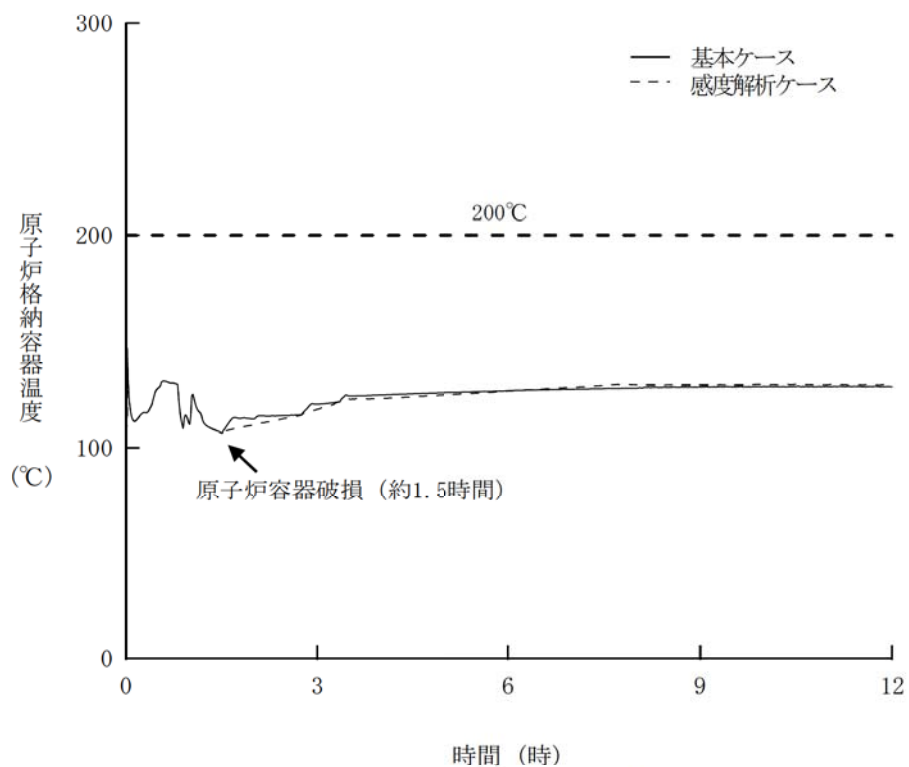
第7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器温度の推移 (～4時間)



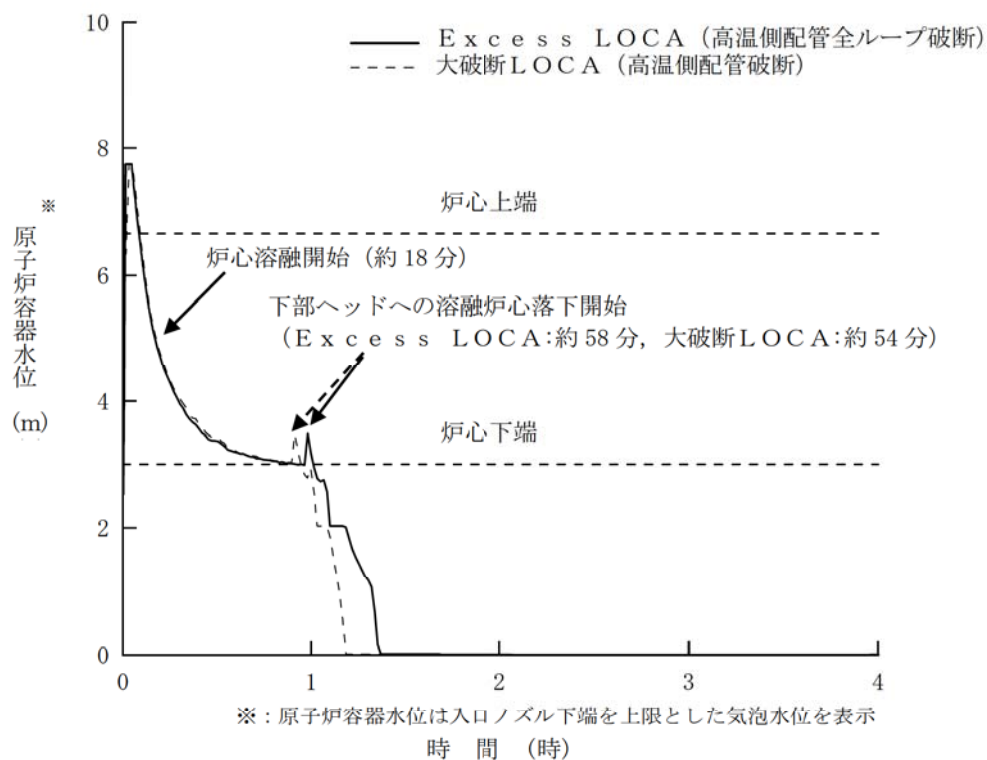
第7.2.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移



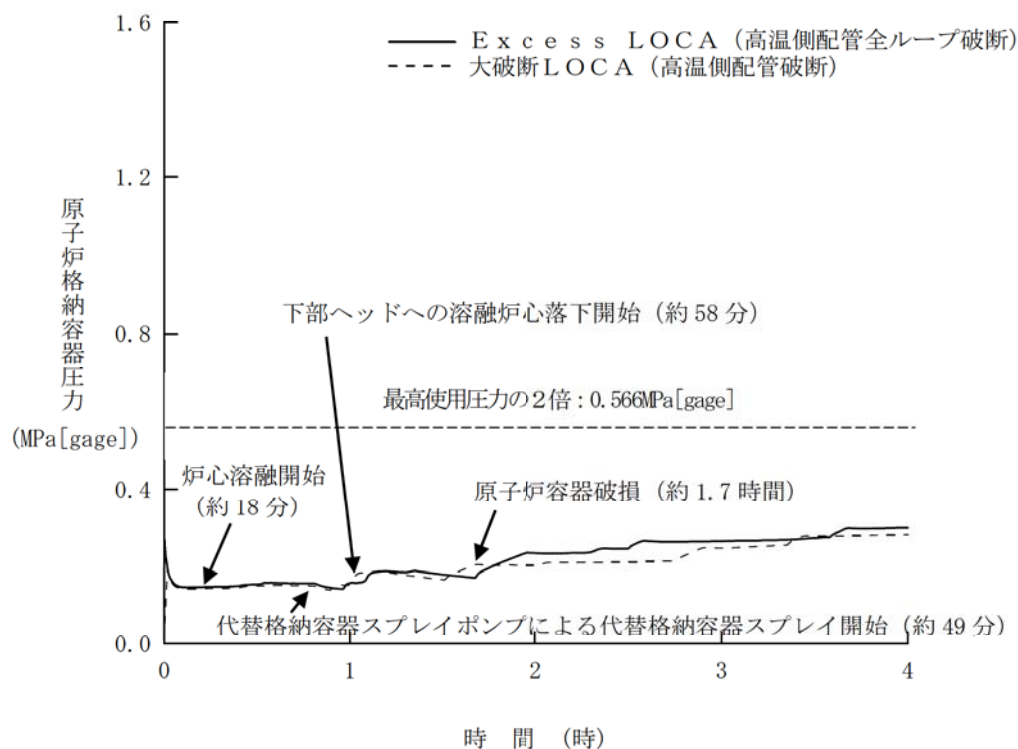
第7.2.1.1.14 図 原子炉格納容器圧力の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)



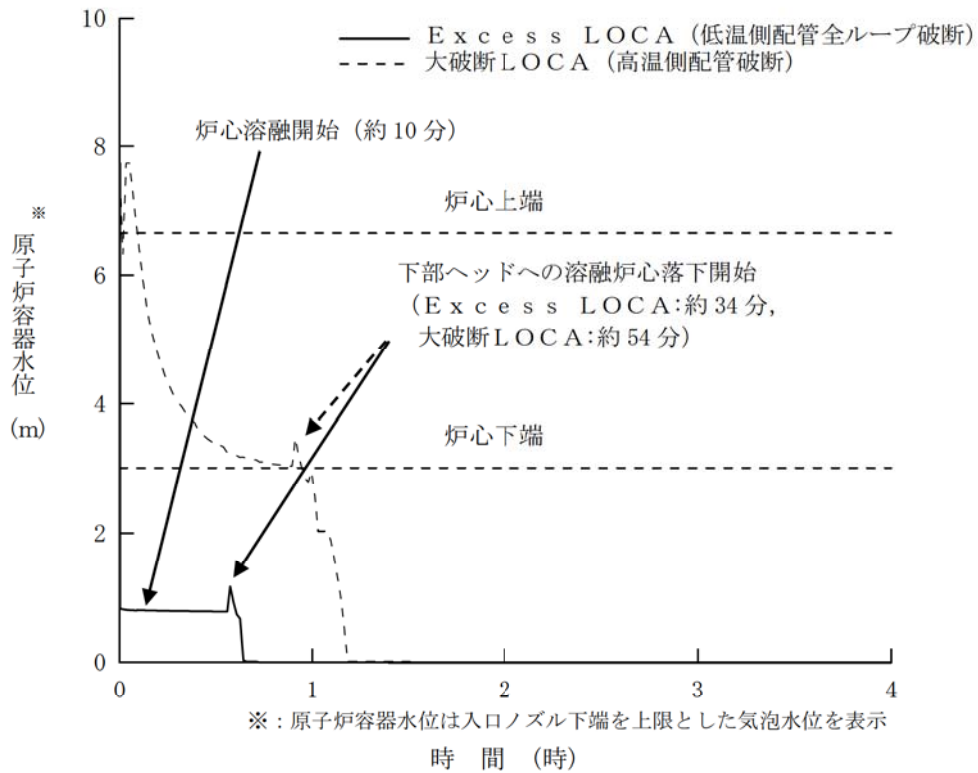
第7.2.1.1.15 図 原子炉格納容器温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)



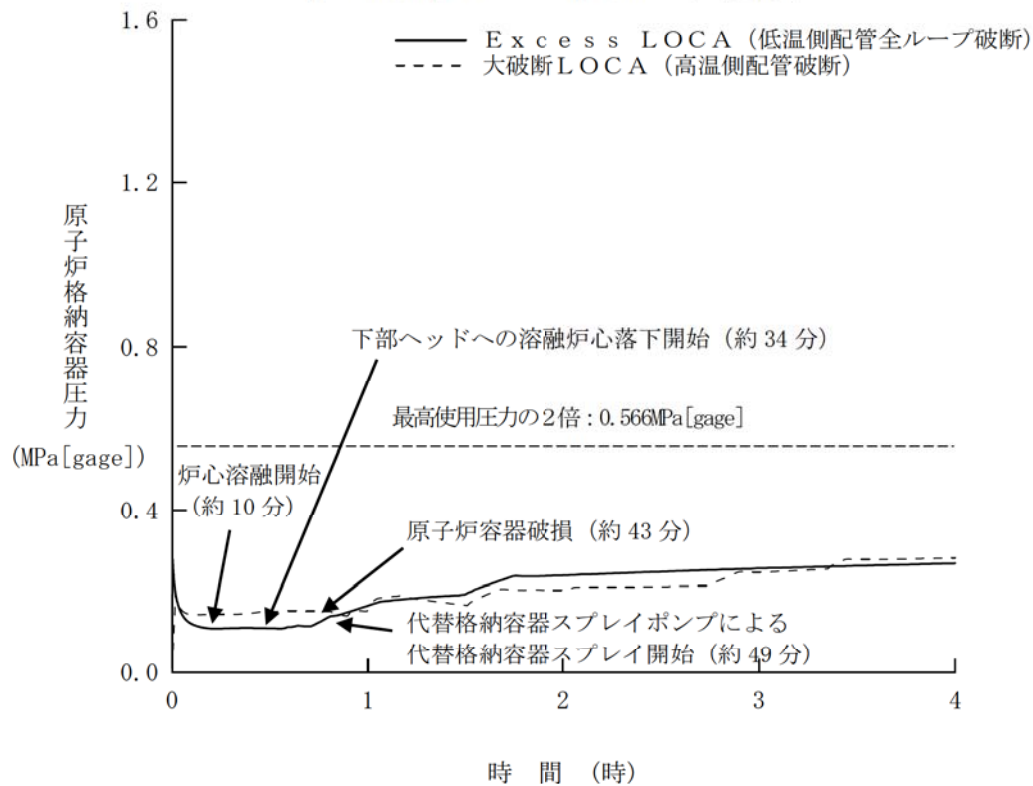
第7.2.1.1.16 図 原子炉容器水位の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



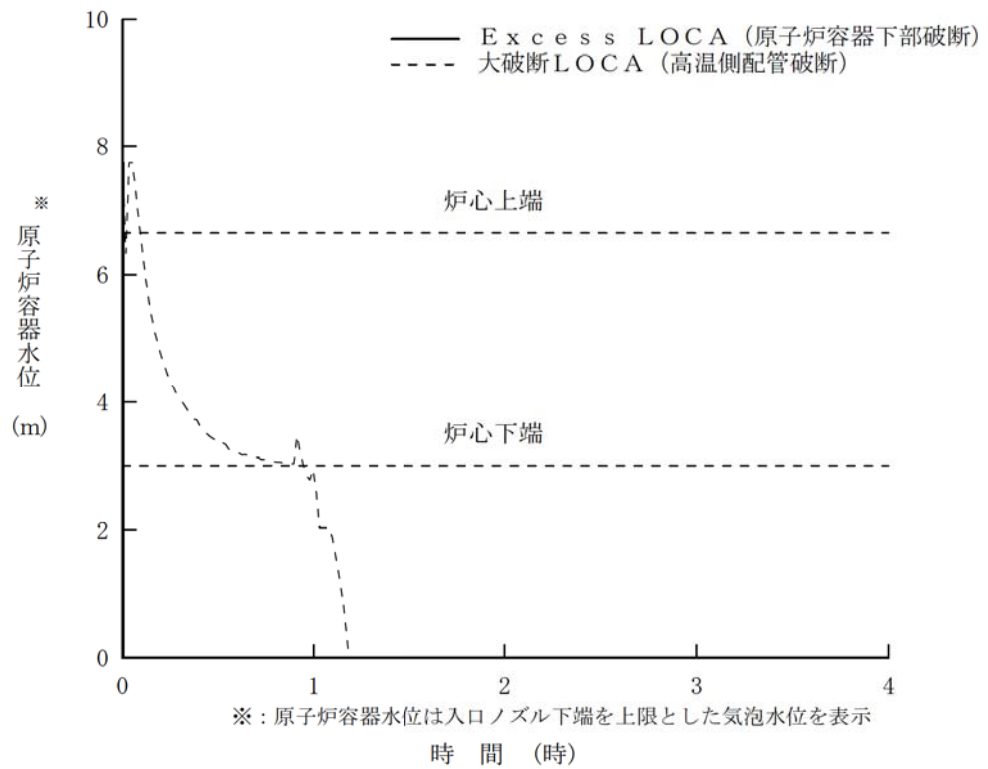
第7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器圧力の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



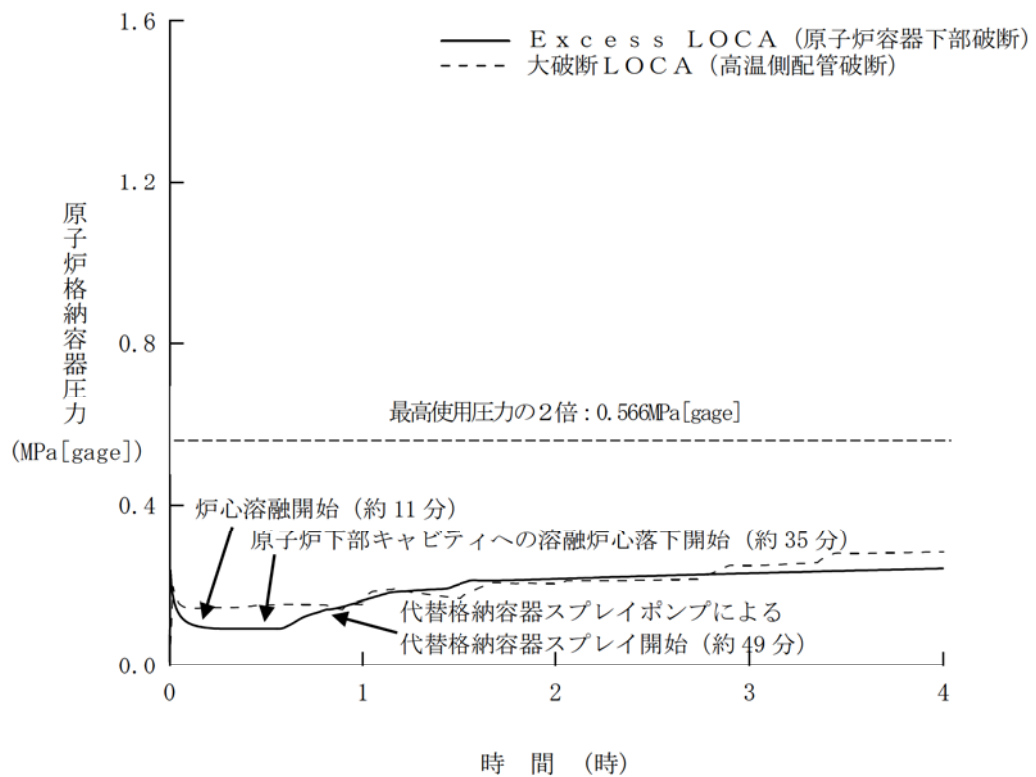
第 7. 2. 1. 1. 18 図 原子炉容器水位の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



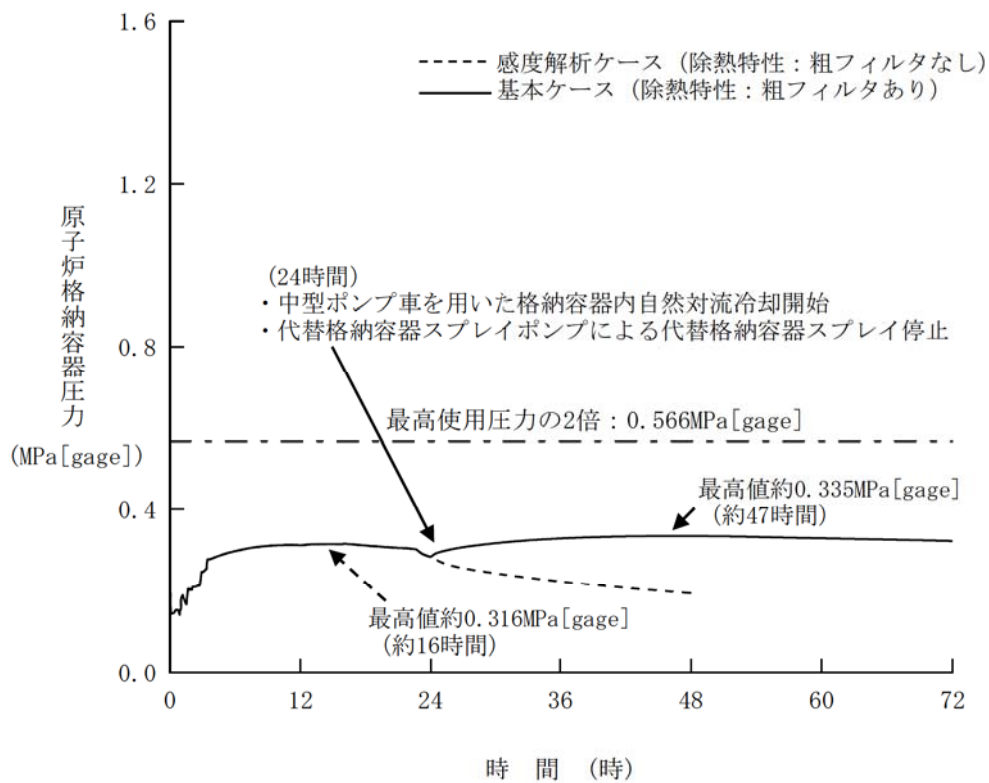
第 7. 2. 1. 1. 19 図 原子炉格納容器圧力の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



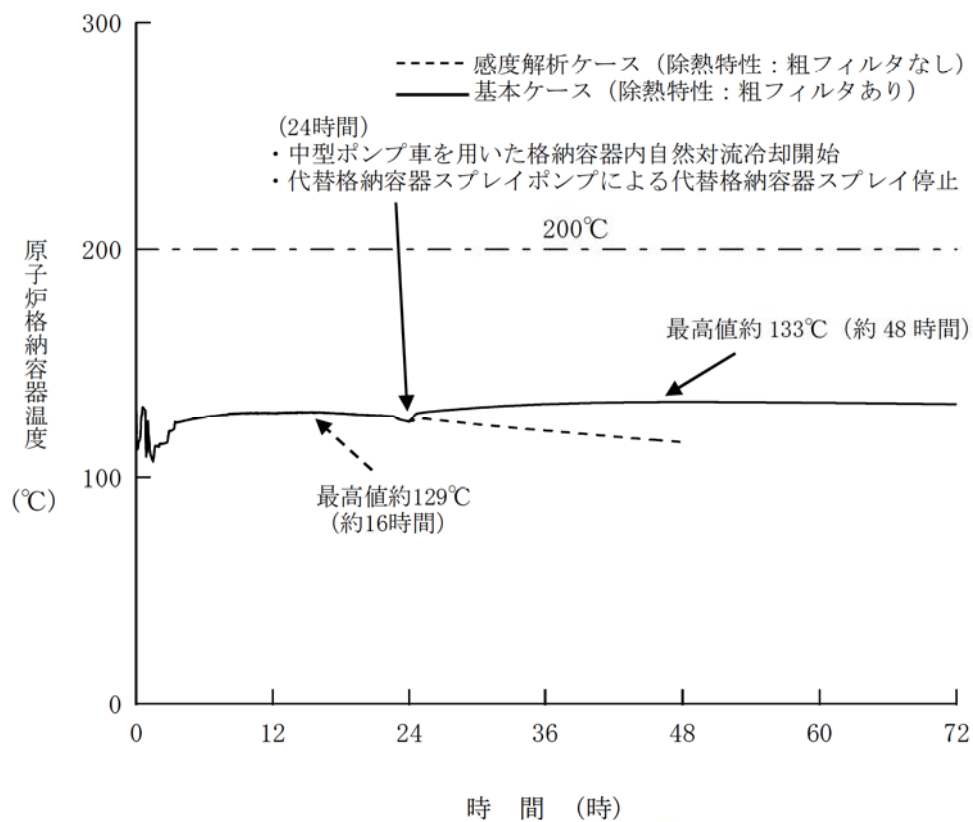
第7.2.1.1.20 図 原子炉容器水位の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



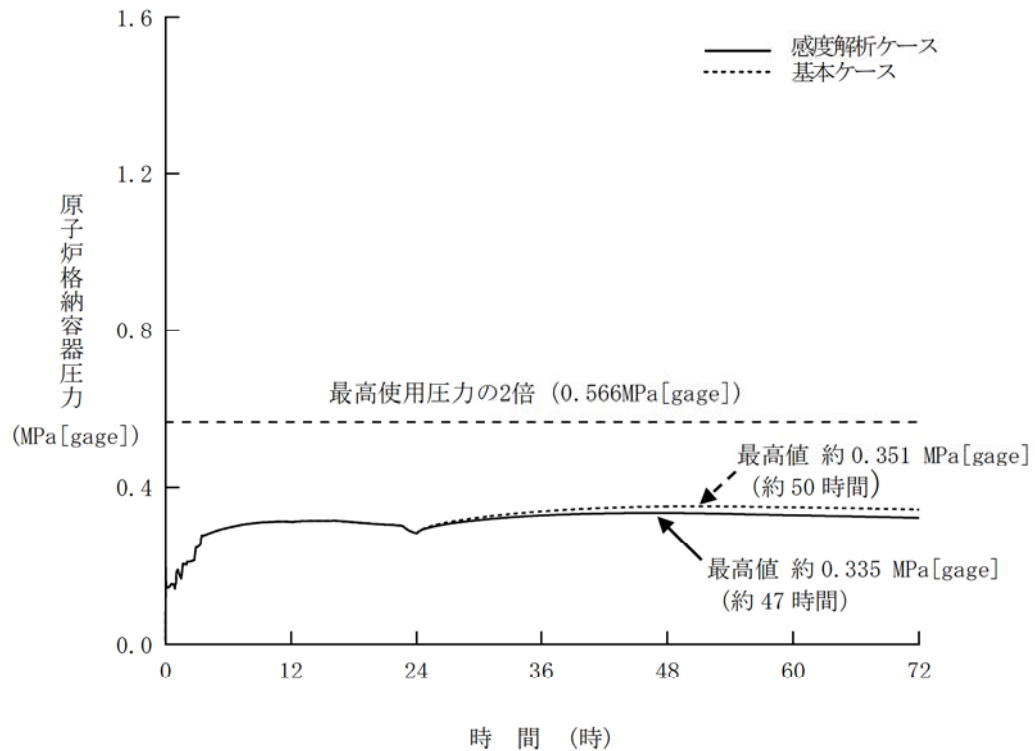
第7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



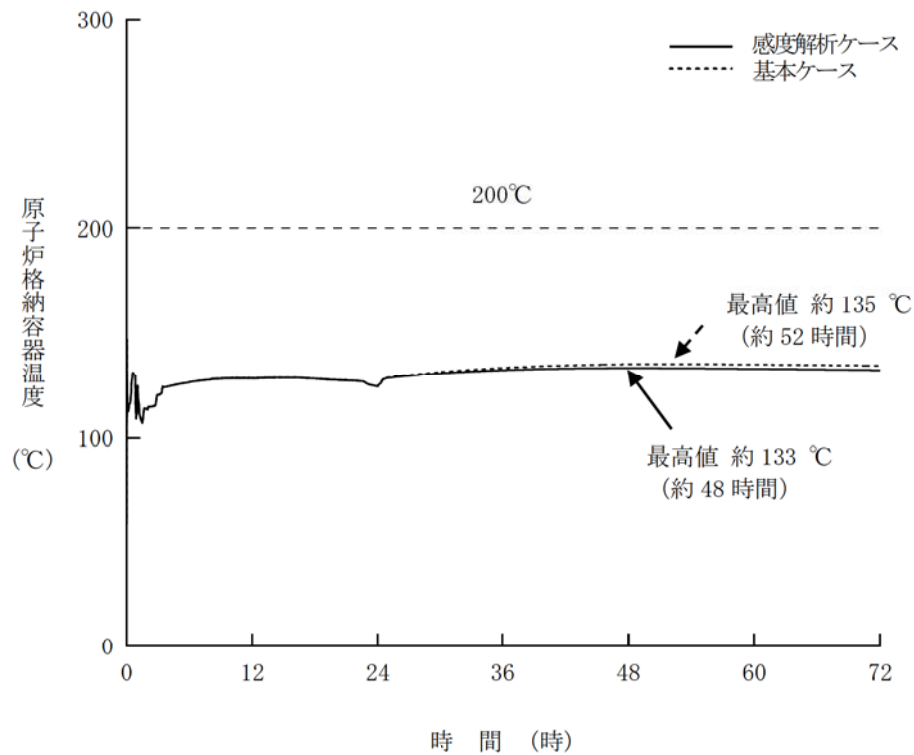
第7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



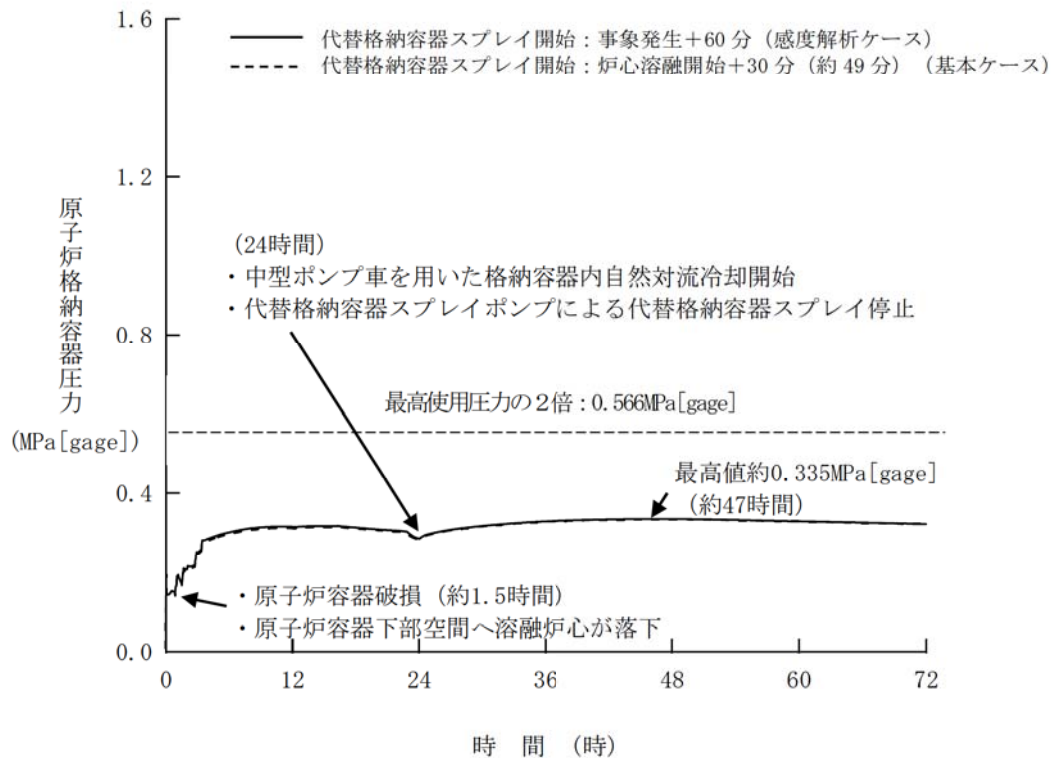
第7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器温度の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



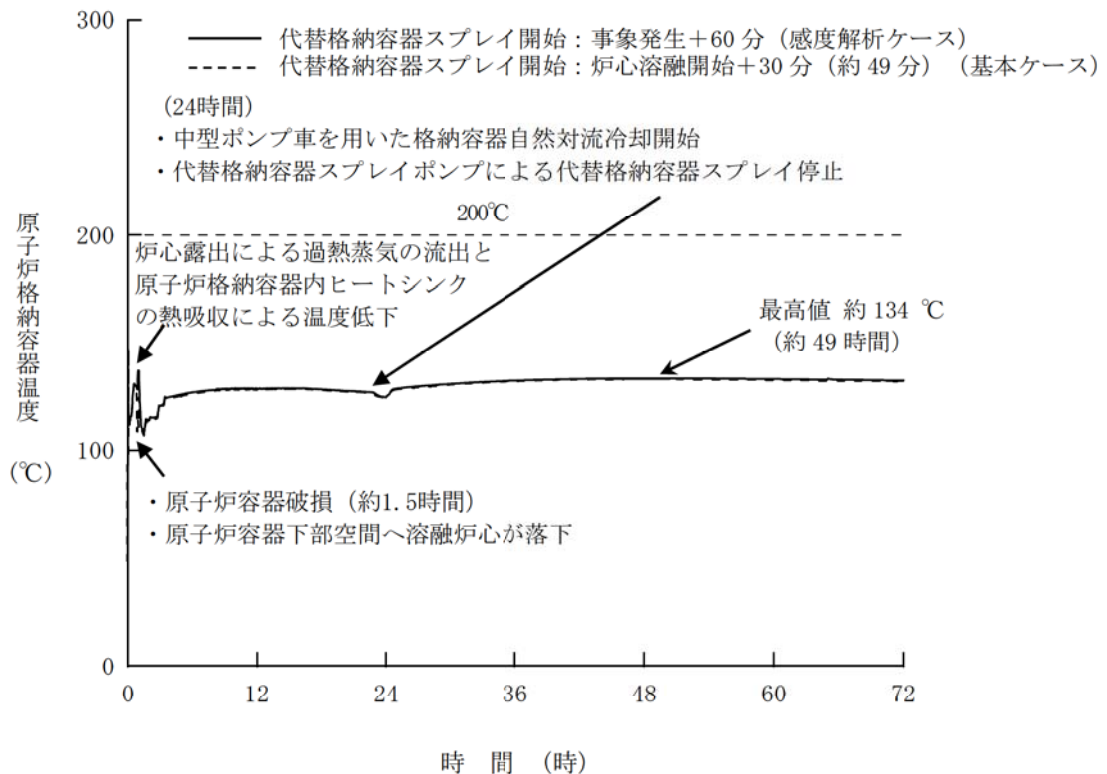
第 7. 2. 1. 1. 24 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)



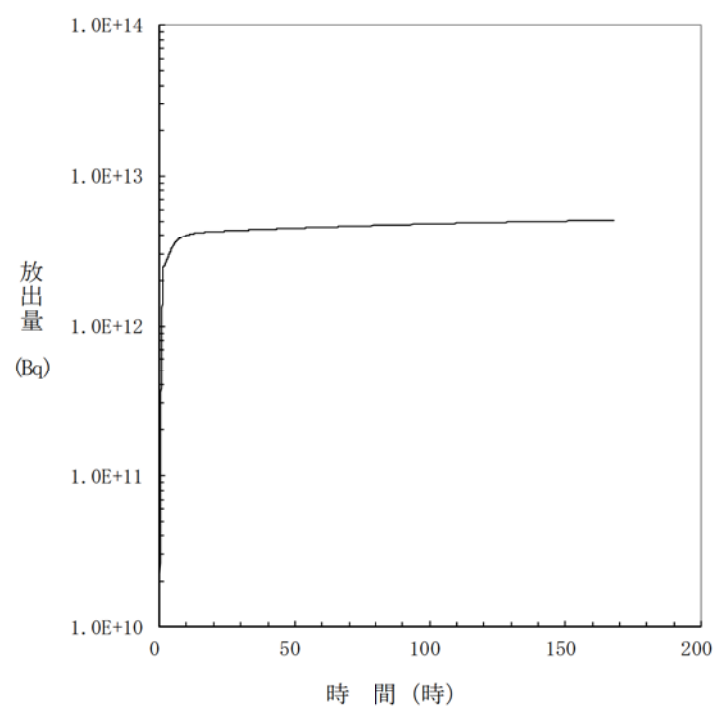
第 7. 2. 1. 1. 25 図 原子炉格納容器温度の推移
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)



第7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

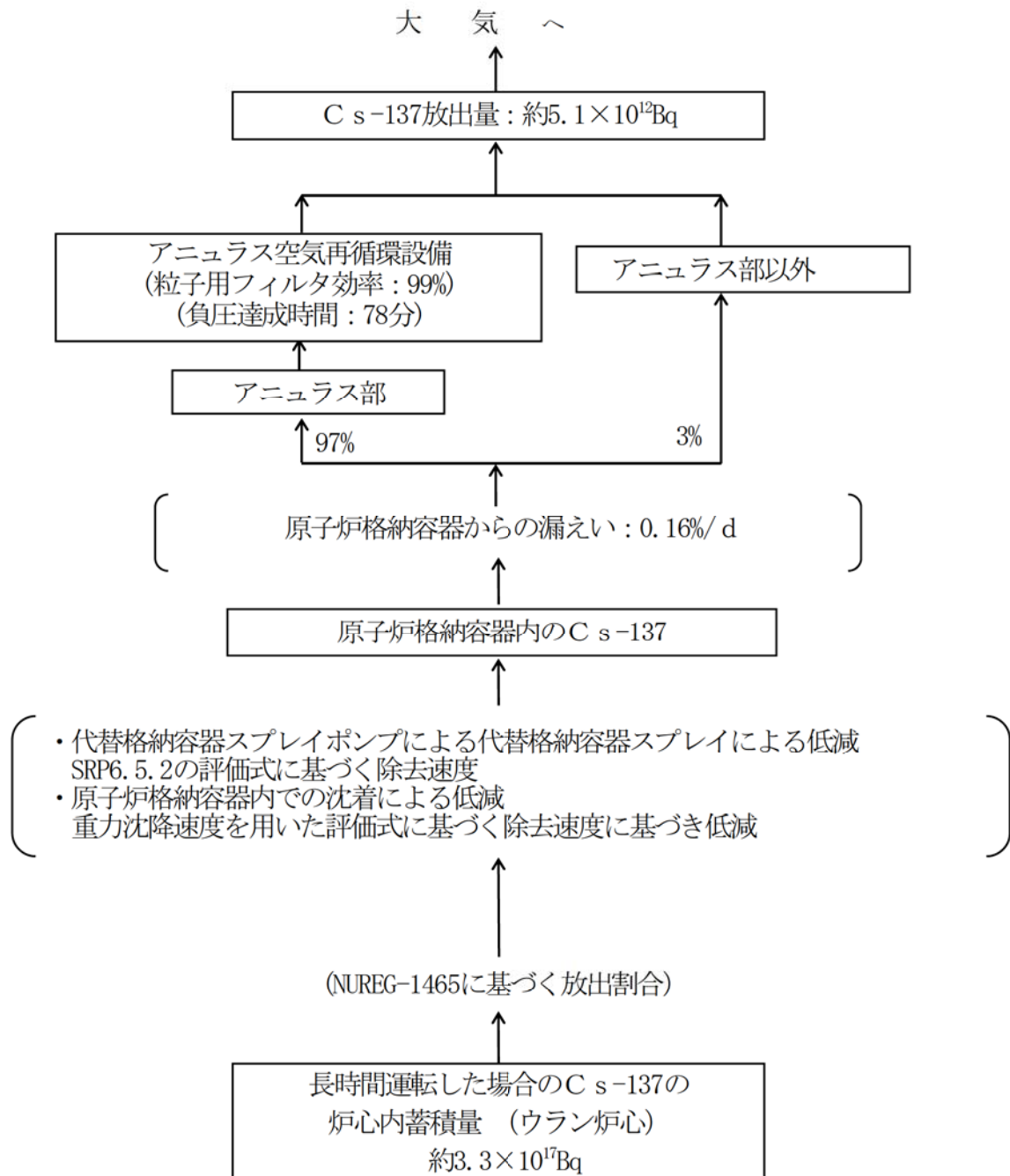


第7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器温度の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

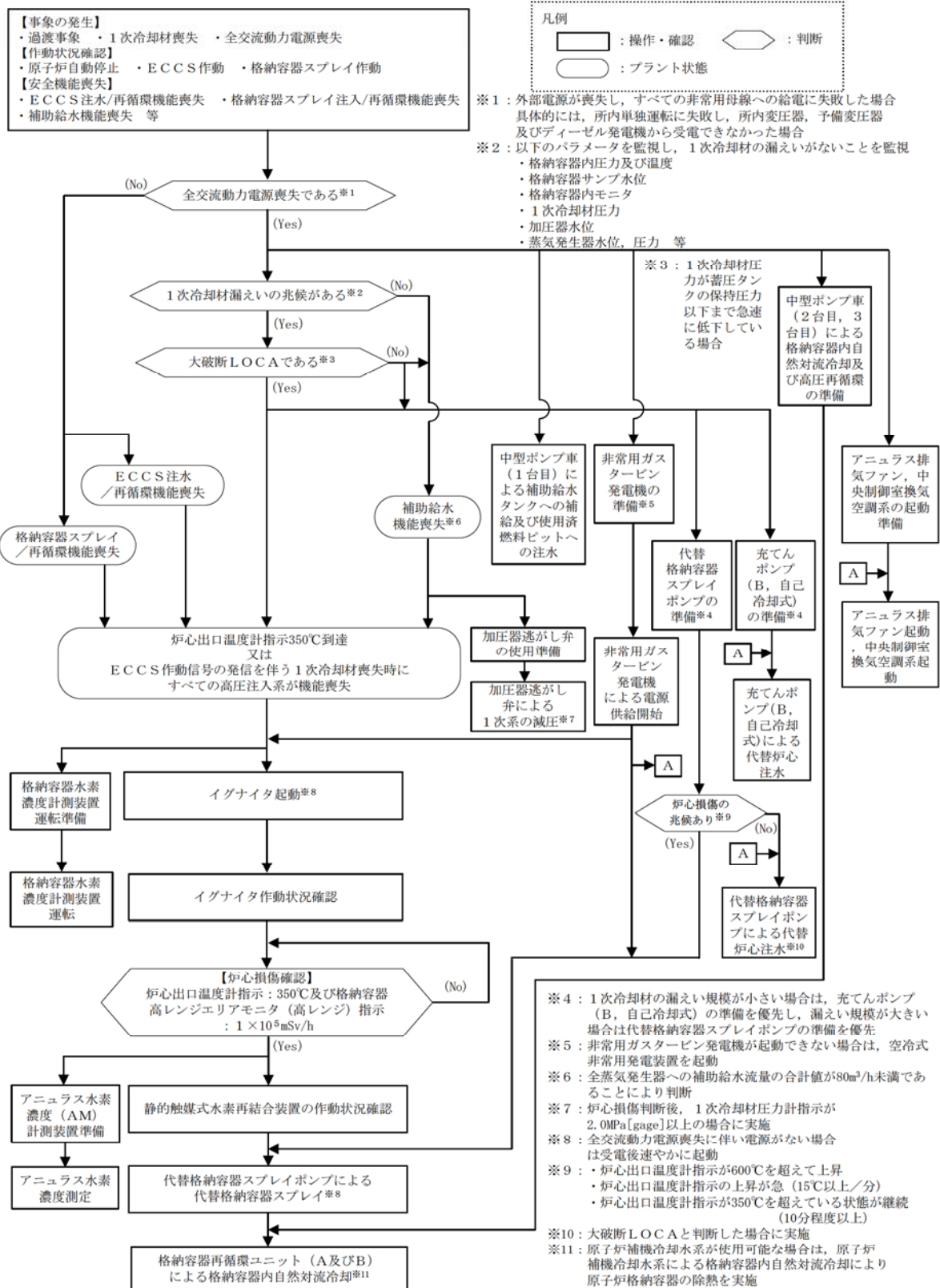


第7.2.1.1.28図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移

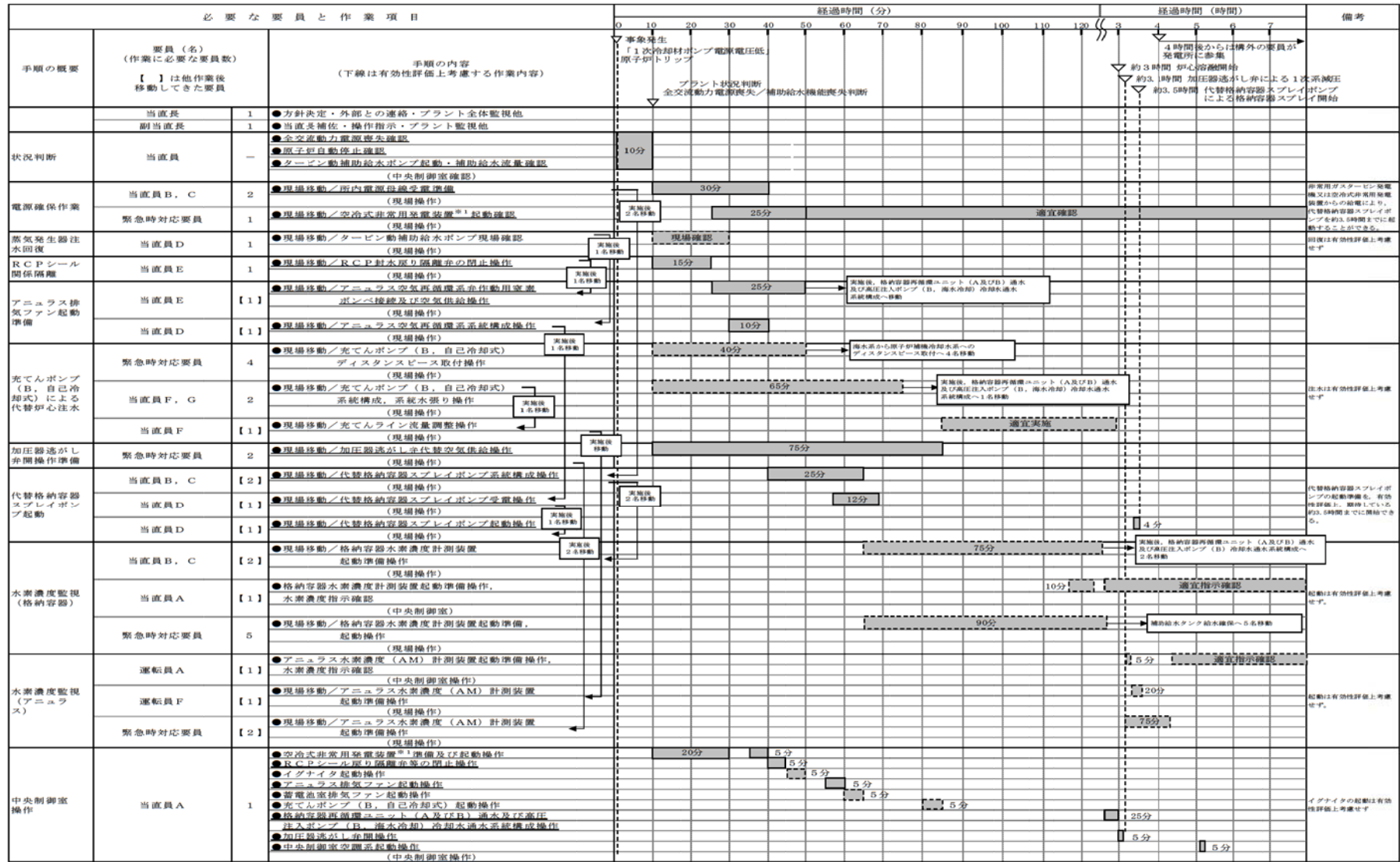
単位：Bq（グロス値）



第7.2.1.1.29 図 Cs-137の大気放出過程

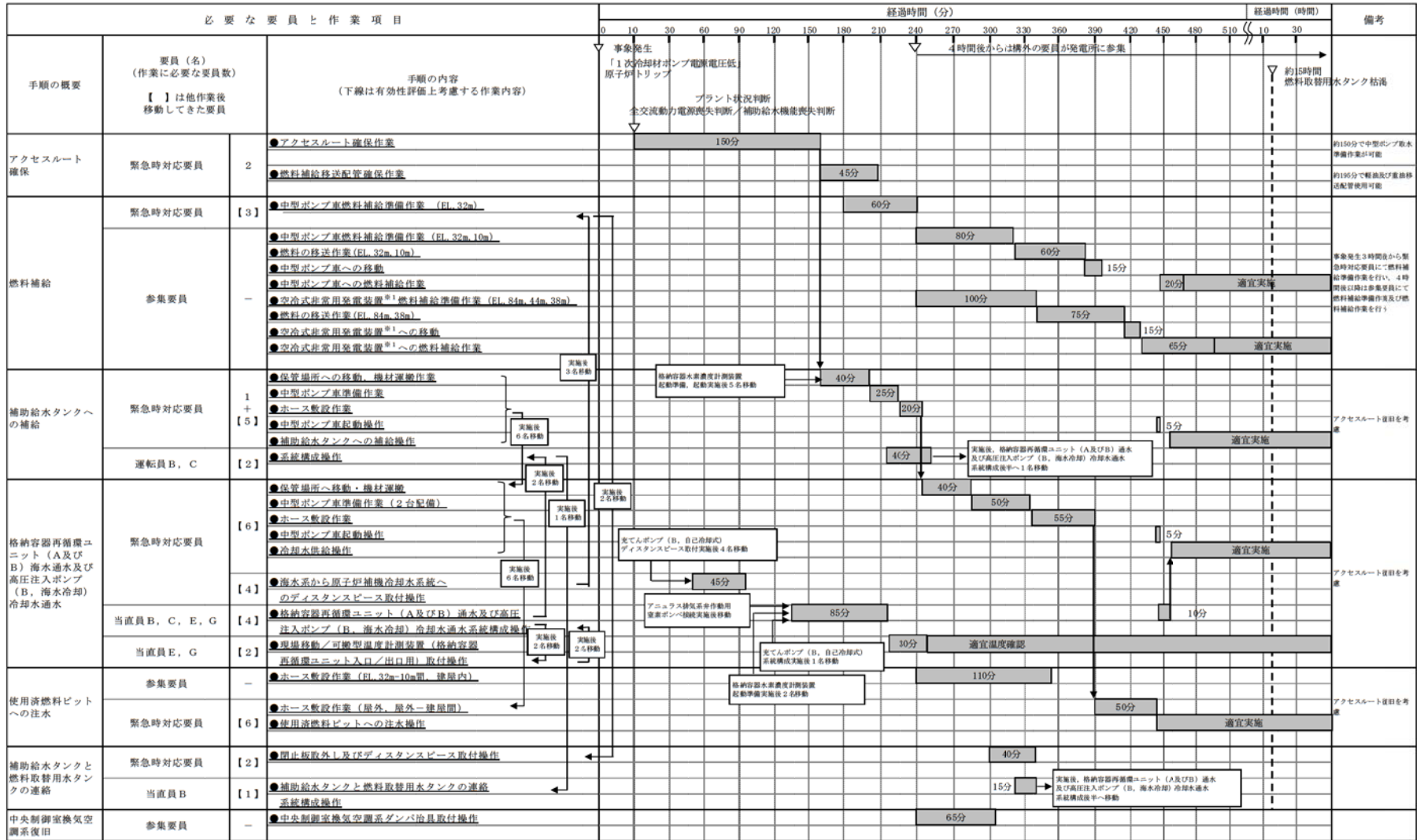


第7.2.1.2.2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
の対応手順の概要（格納容器破損モード）



※上記要員数は、4時間までの作業の最大要員数である。その他、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等4名を確保する。
 ※各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。
 ※1：事故発生7日までに重油の燃料補給が必要となる「空冷式非常用発電装置から給電を行う場合」を表として記載する。

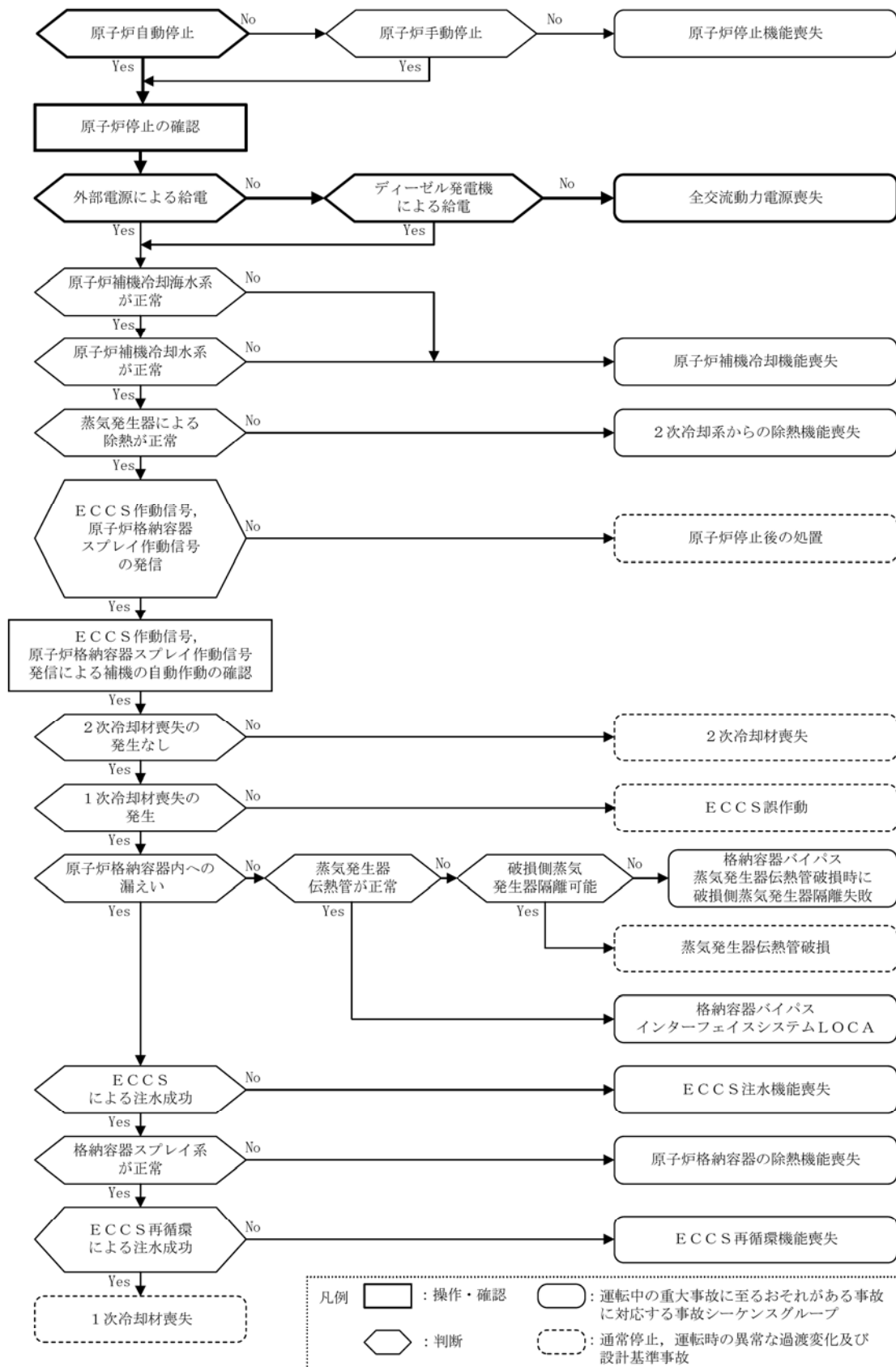
第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の作業と所要時間
 (外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/2)



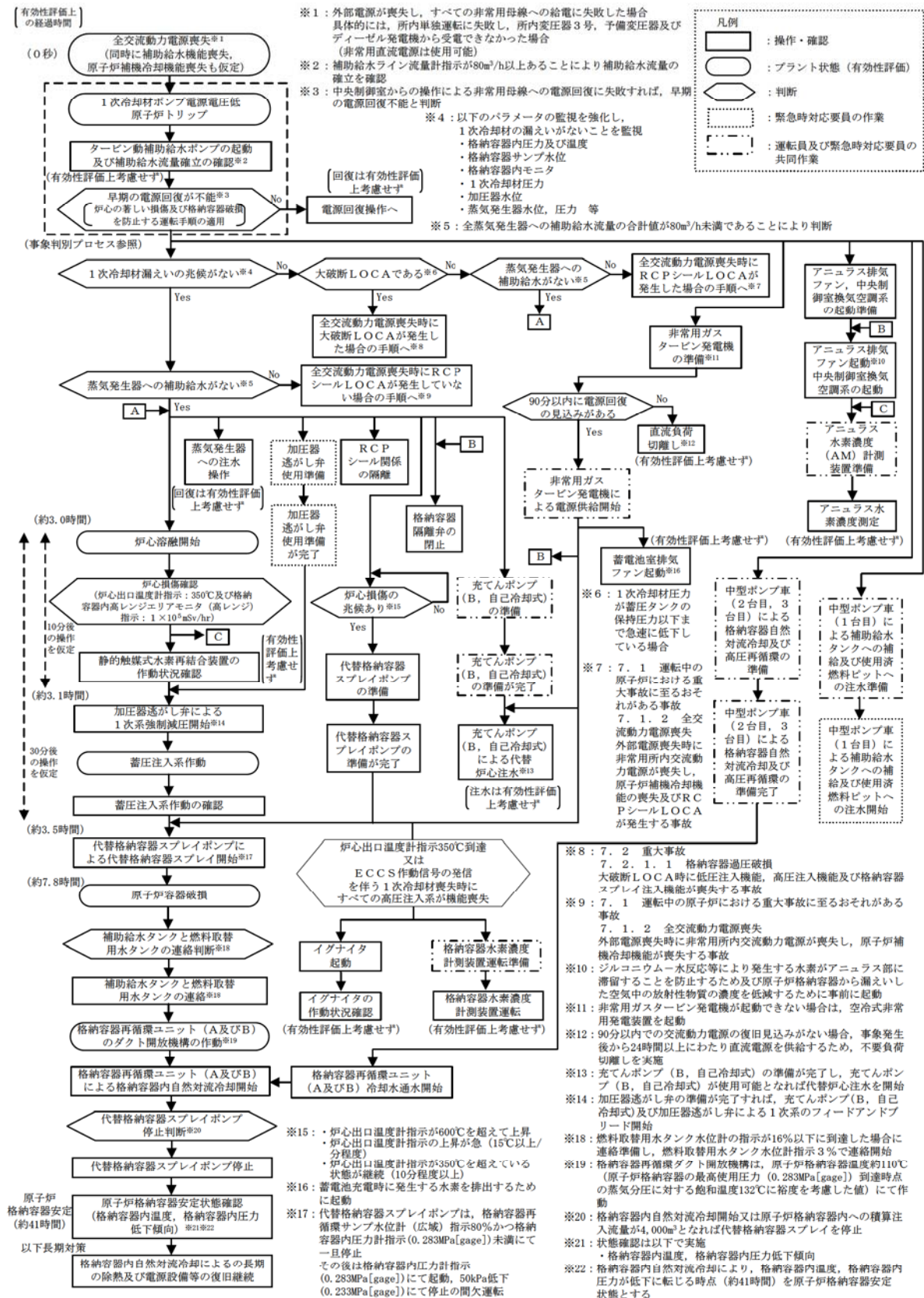
※各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

※1：事故発生7日までに重油の燃料補給が必要となる「空冷式非常用発電装置から給電を行う場合」を代表として記載する。

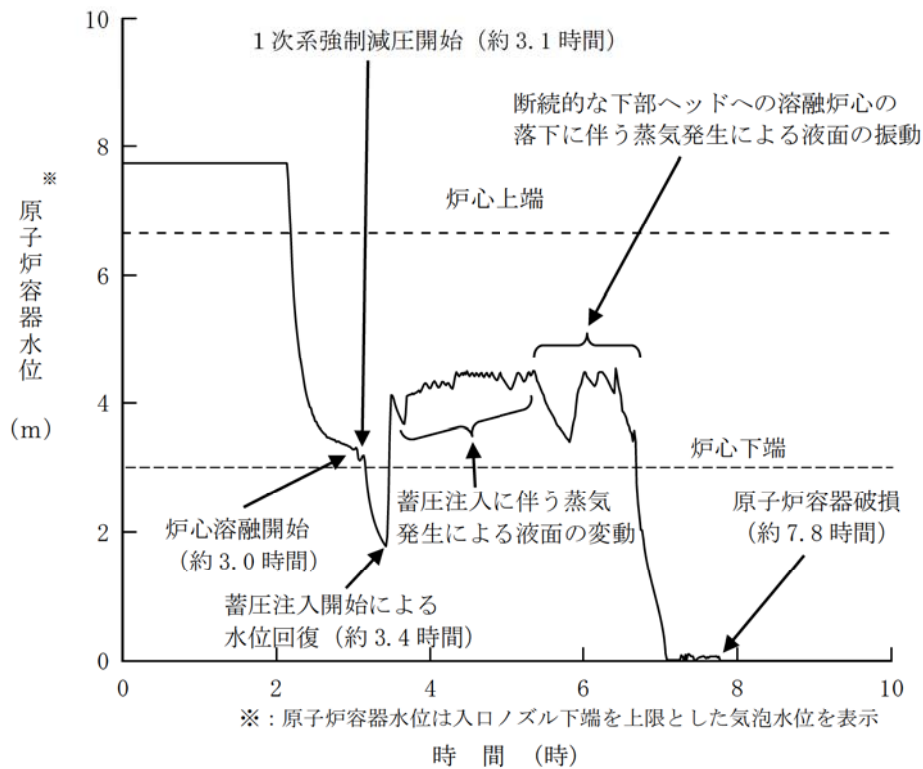
第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/2)



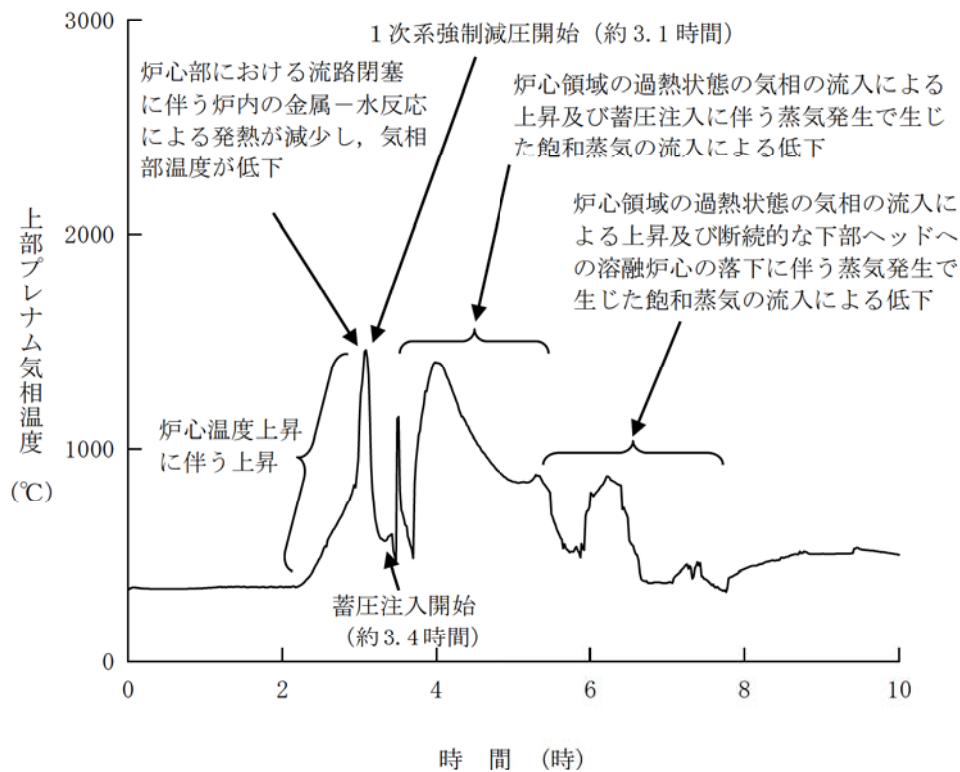
第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（事象判別プロセス）
 （外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）



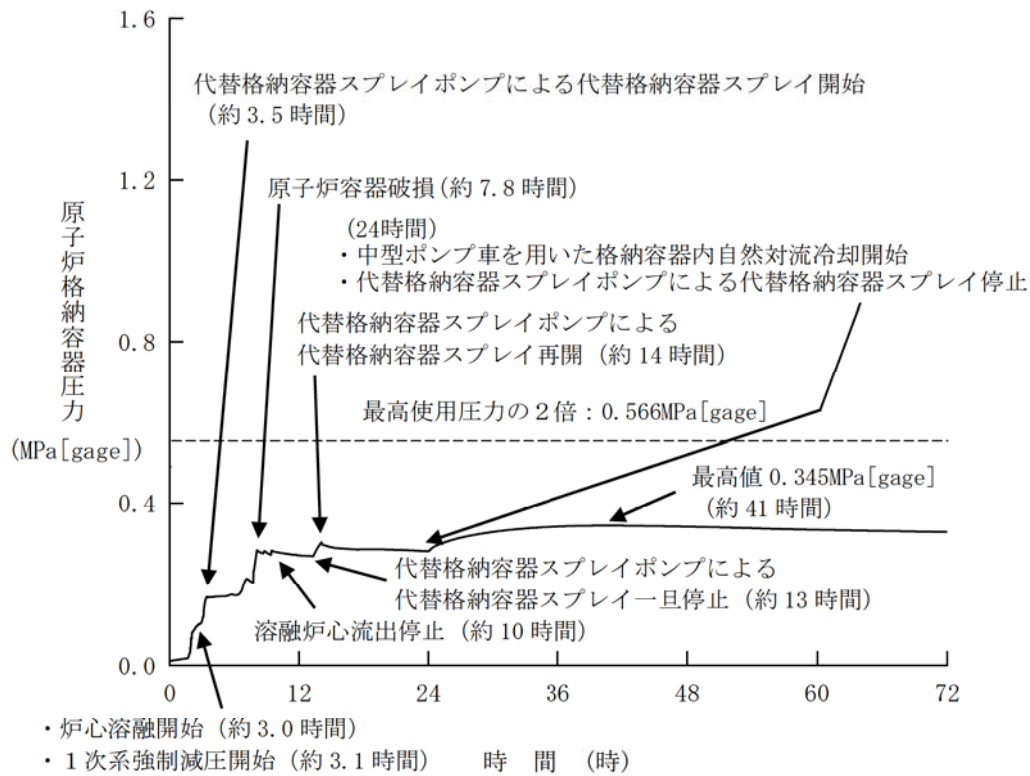
第7.2.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」
の事象進展
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、
補助給水機能が喪失する事故)



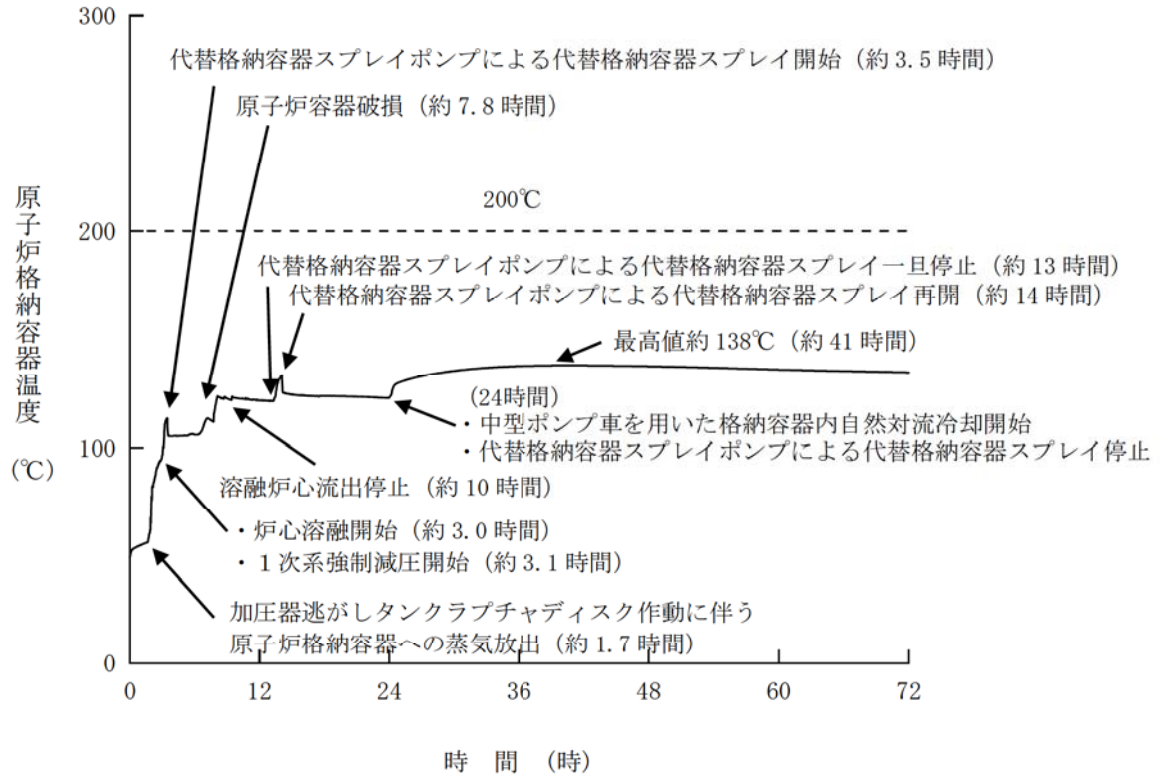
第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器水位の推移



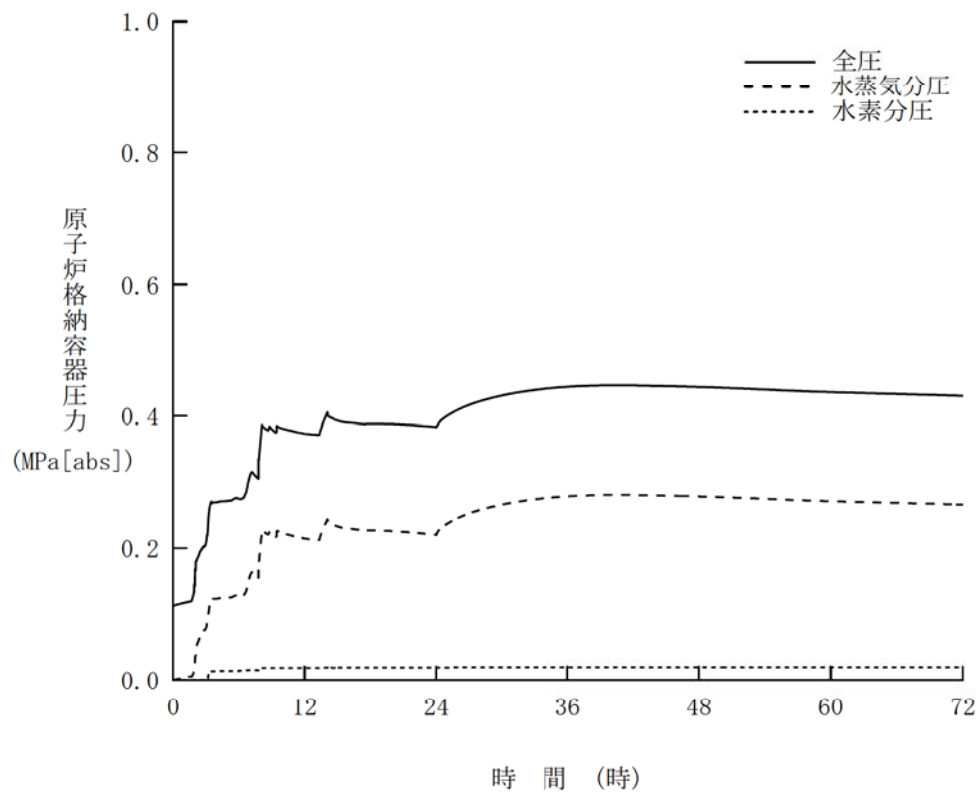
第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移



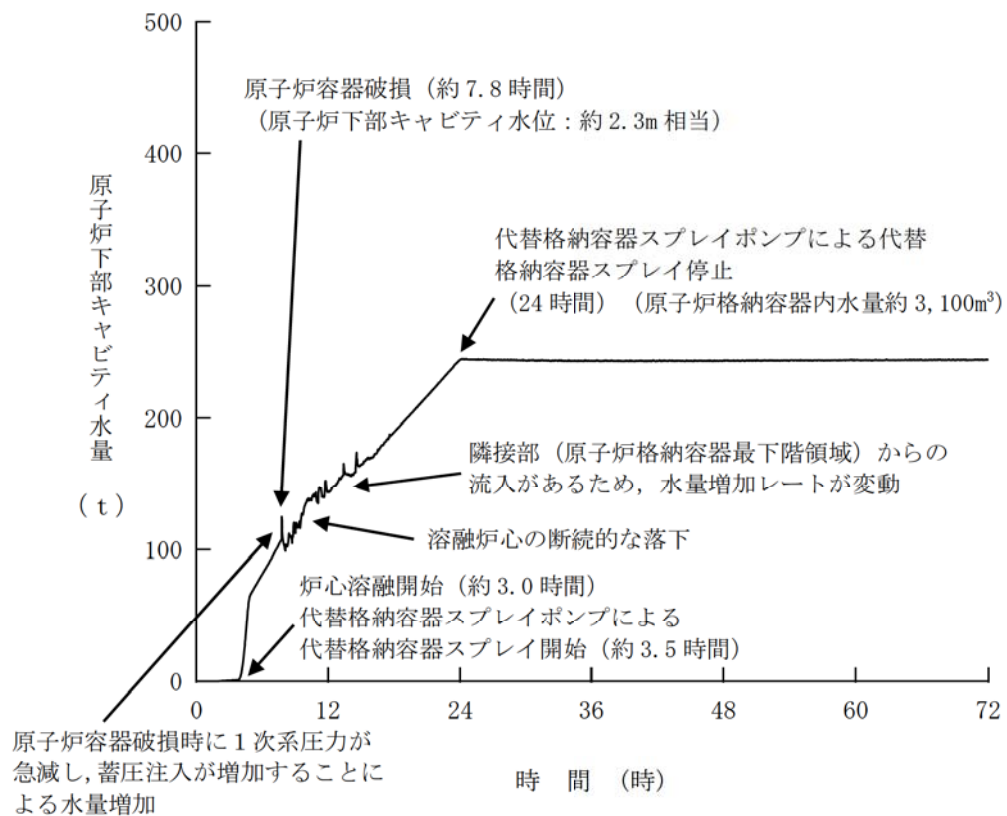
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



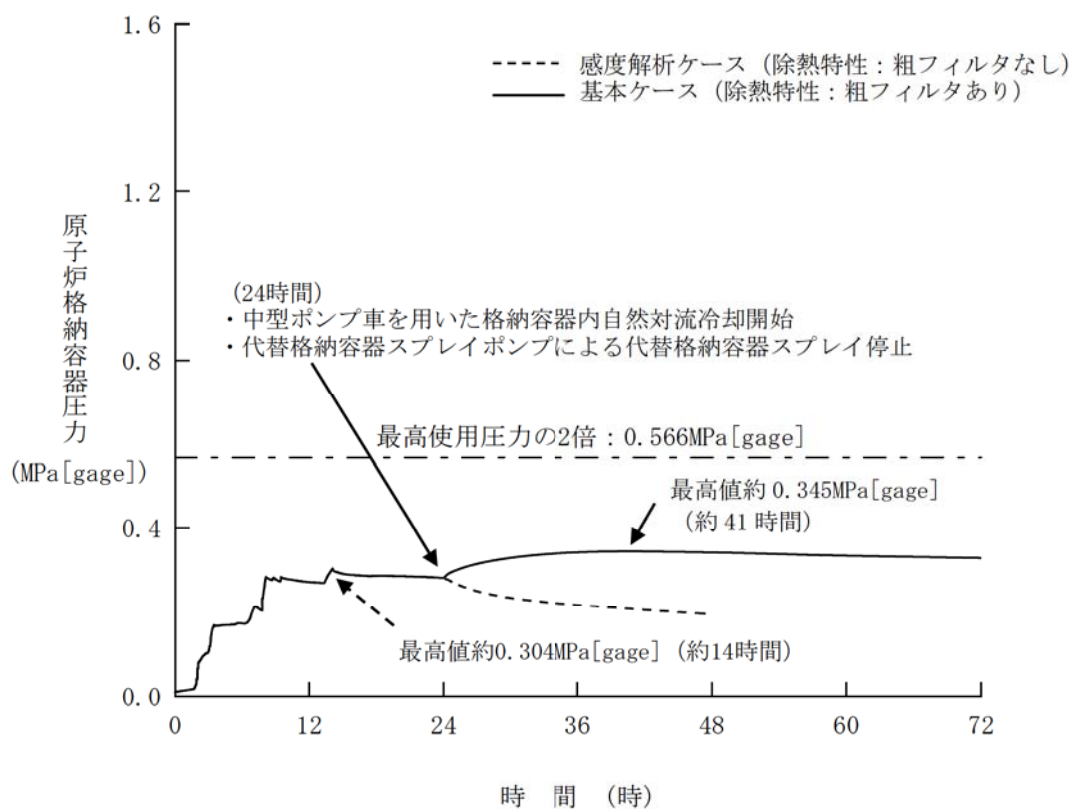
第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器温度の推移



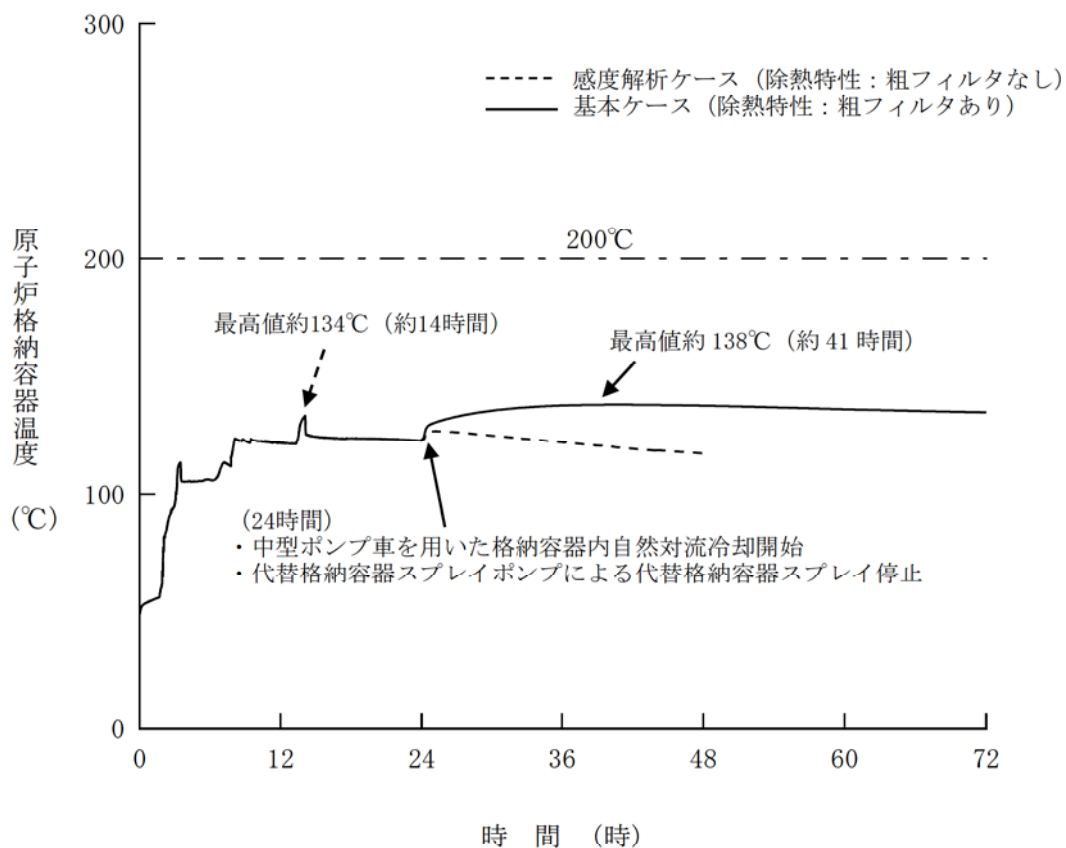
第 7.2.1.2.10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移



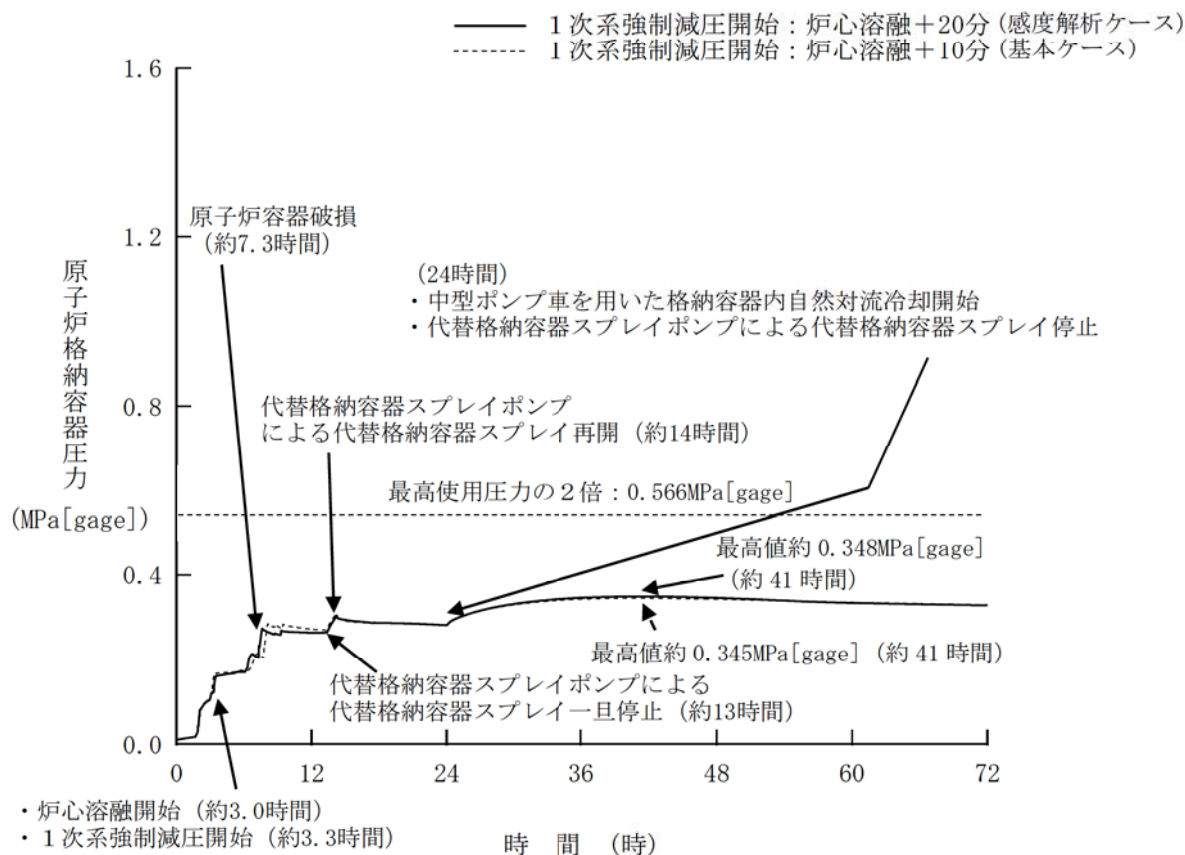
第 7.2.1.2.11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



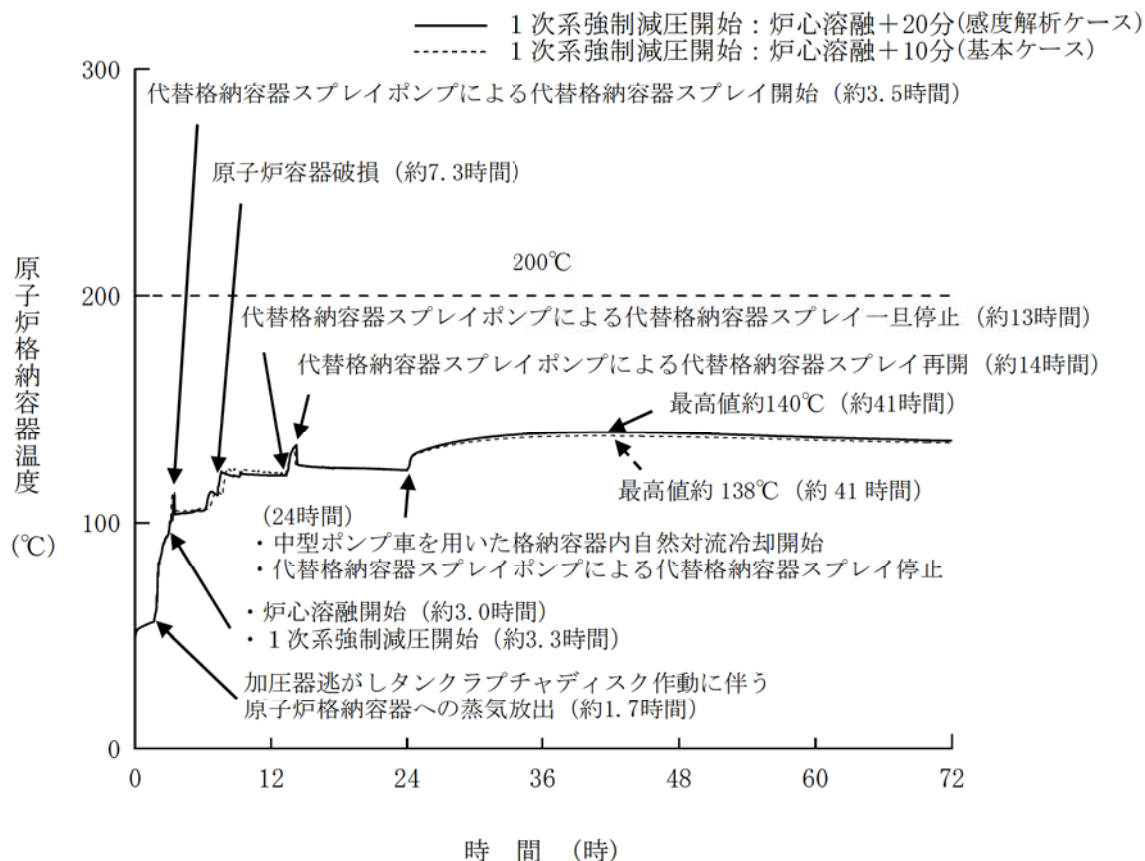
第 7. 2. 1. 2. 12 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



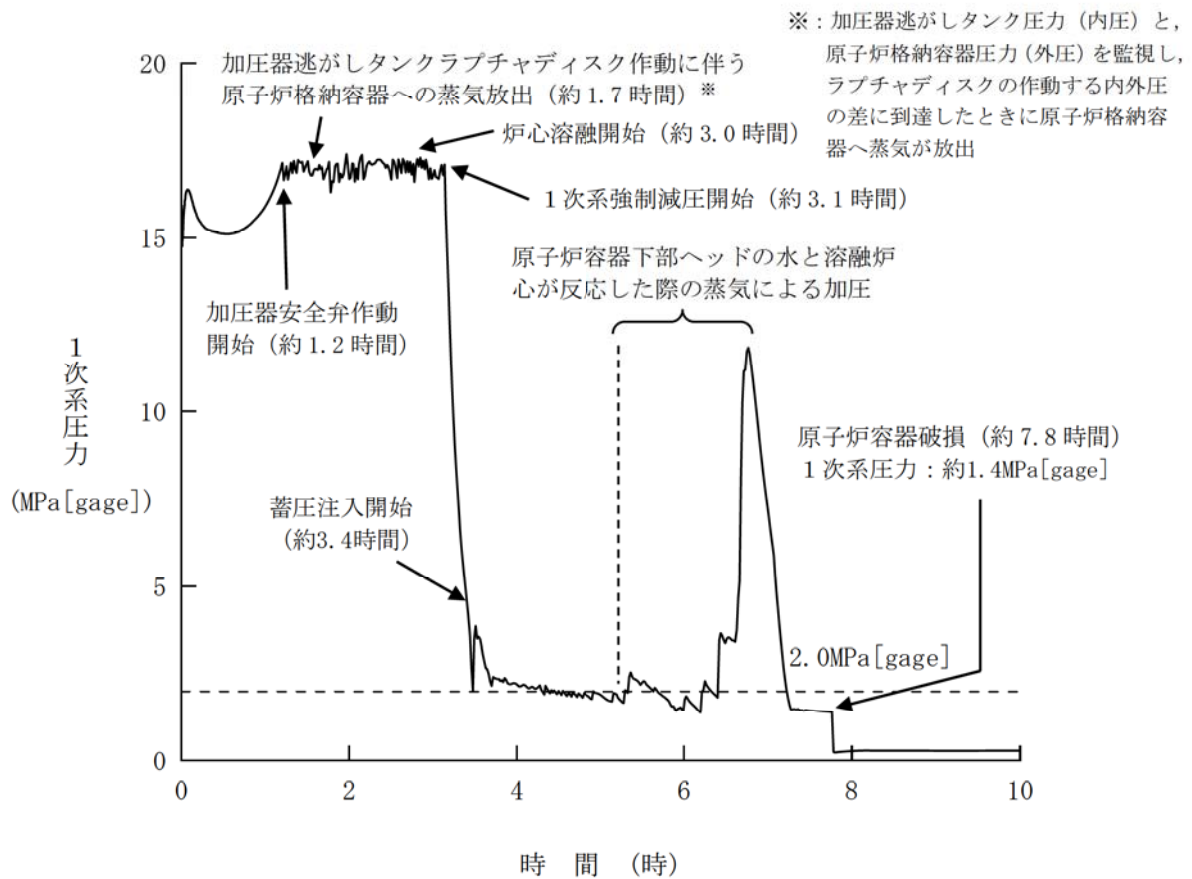
第 7. 2. 1. 2. 13 図 原子炉格納容器温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



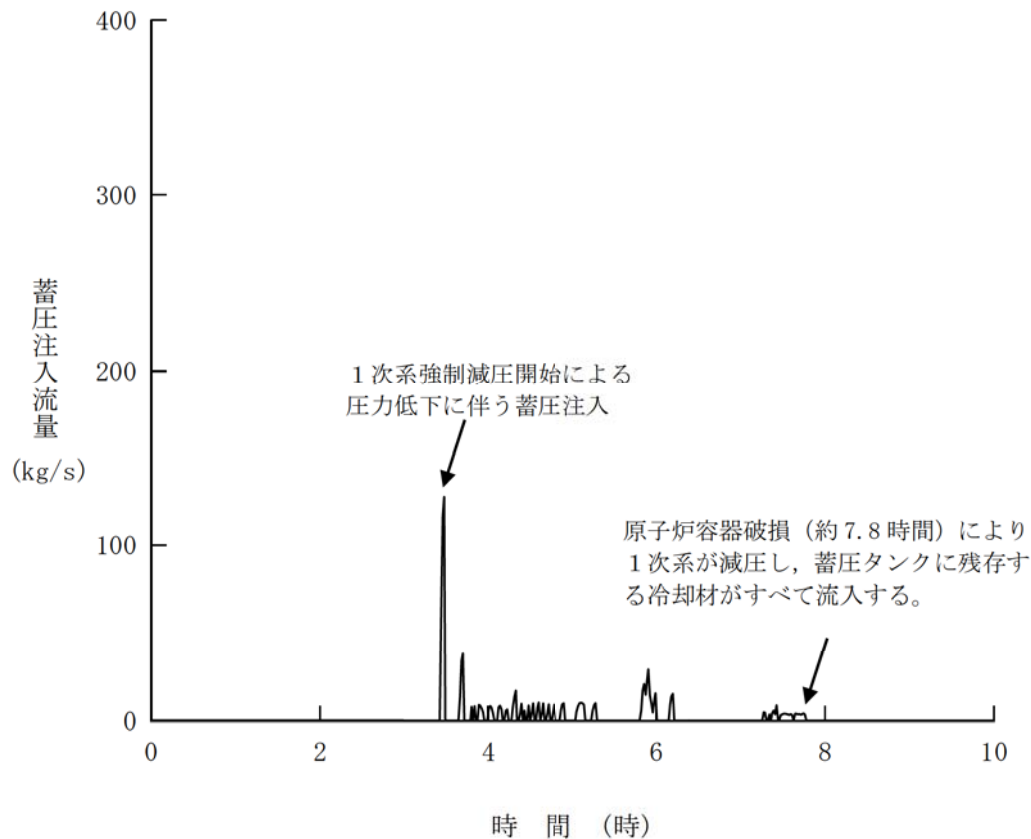
第 7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧操作時間余裕確認)



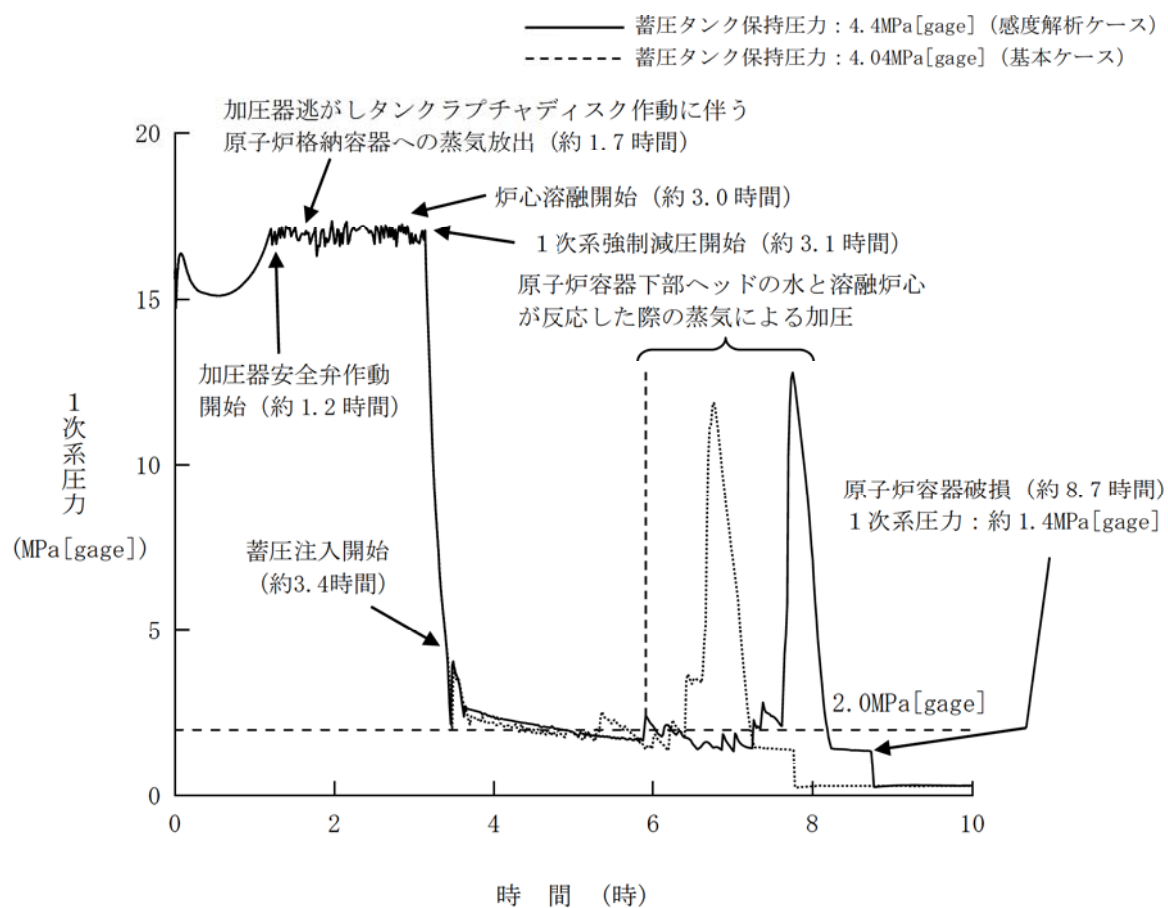
第 7.2.1.2.15 図 原子炉格納容器温度の推移
 (加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧操作時間余裕確認)



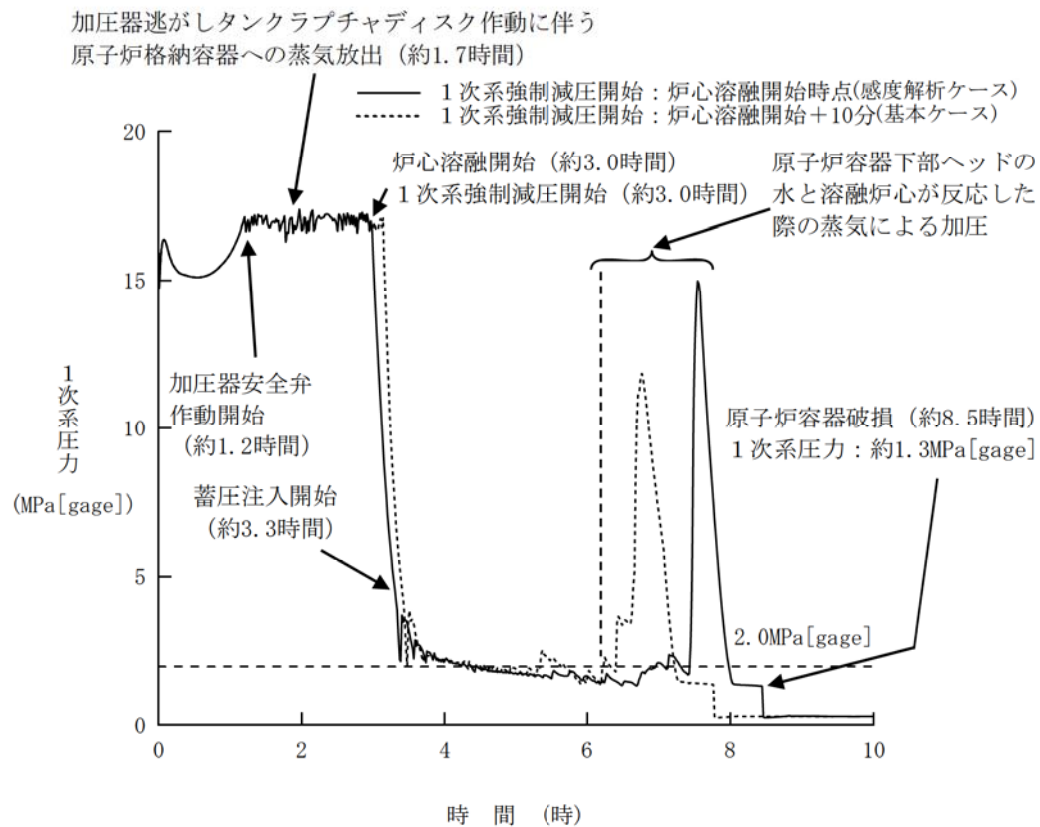
第 7.2.2.1 図 1 次系圧力の推移



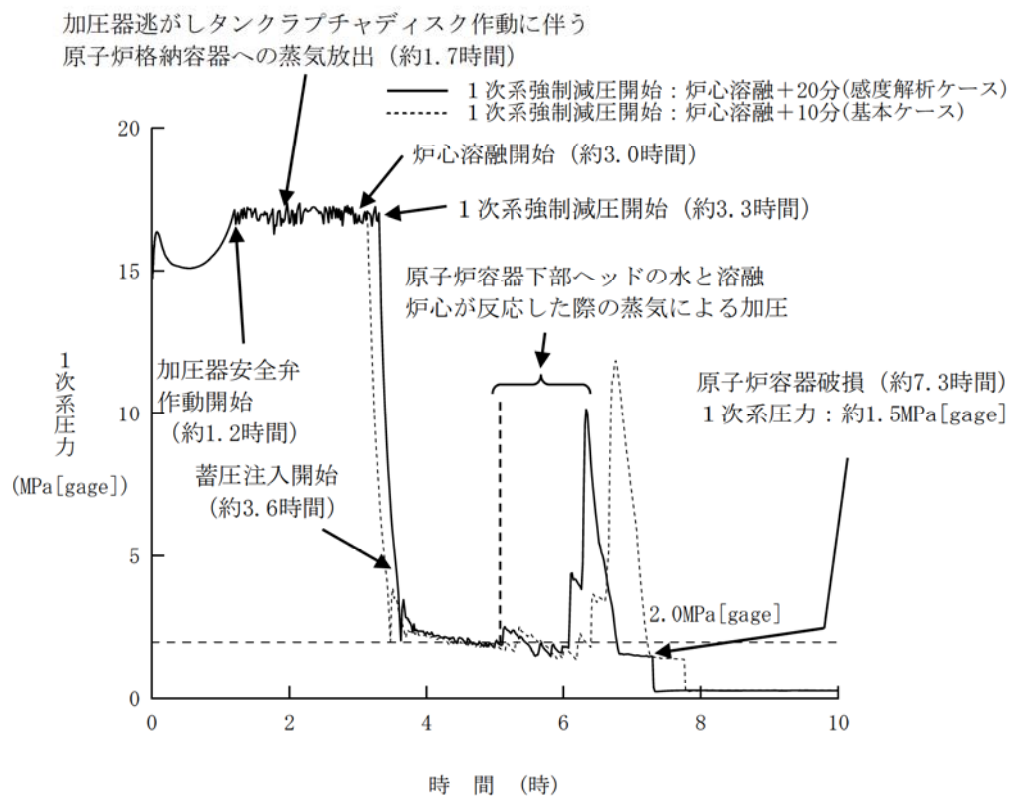
第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



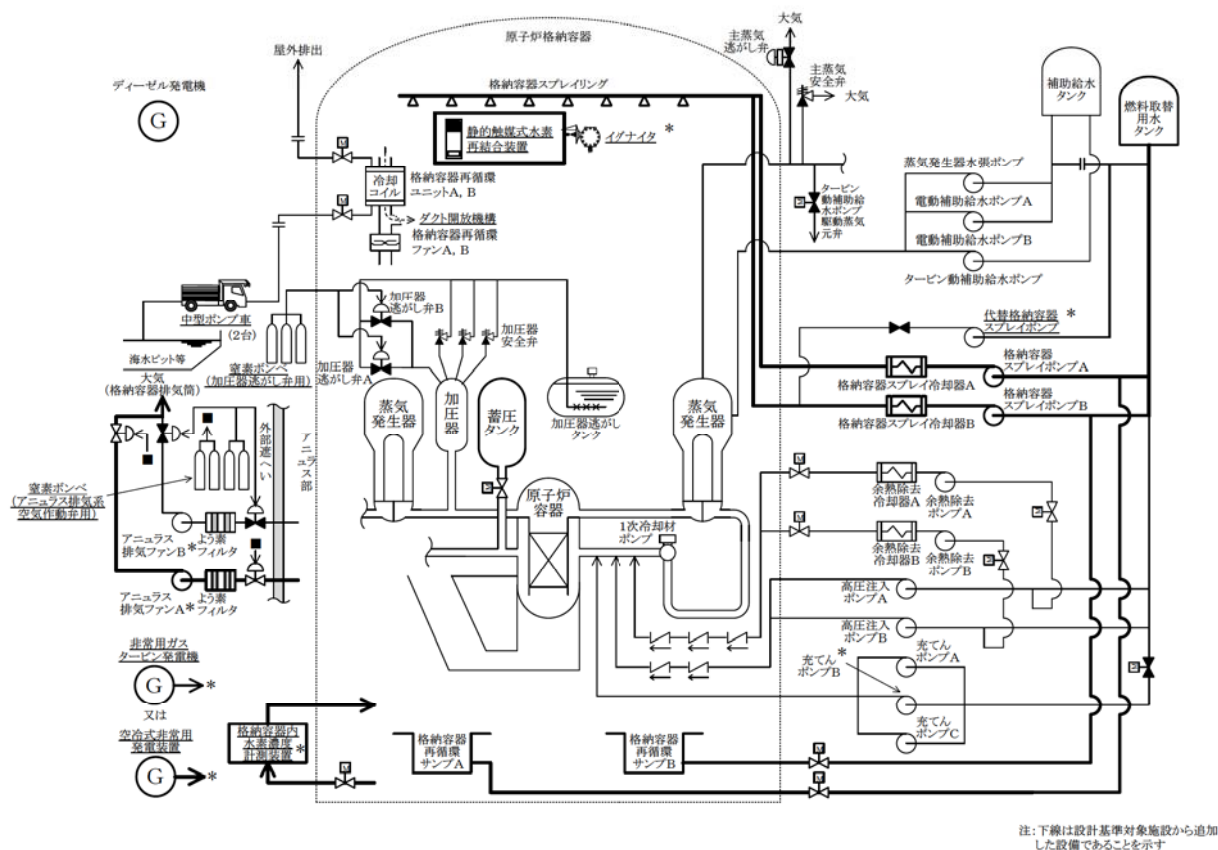
第 7.2.2.3 図 1 次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧力の影響確認）



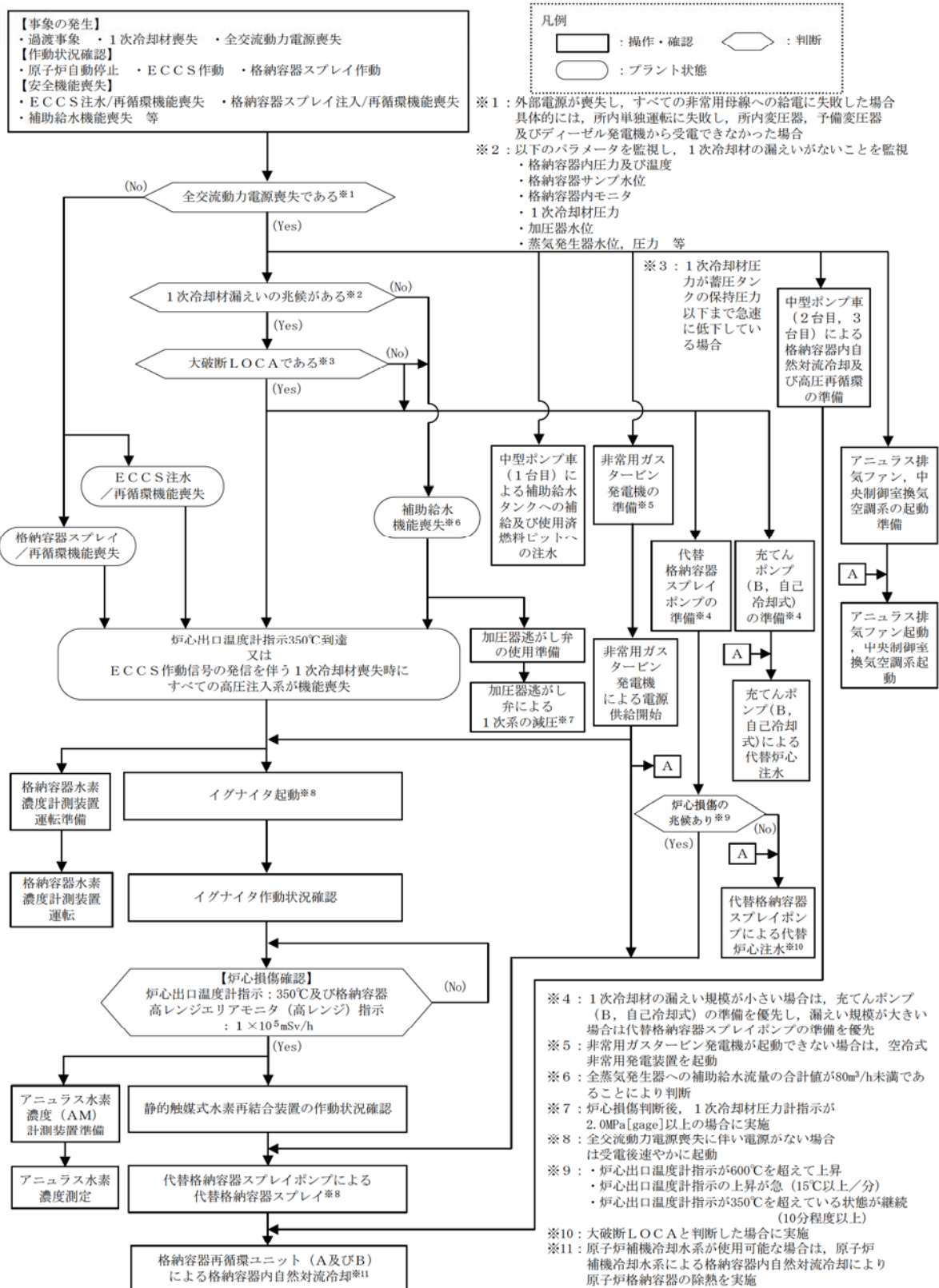
第 7.2.2.4 図 1 次系圧力の推移 (加圧器逃がし弁開操作開始が早くなる場合)



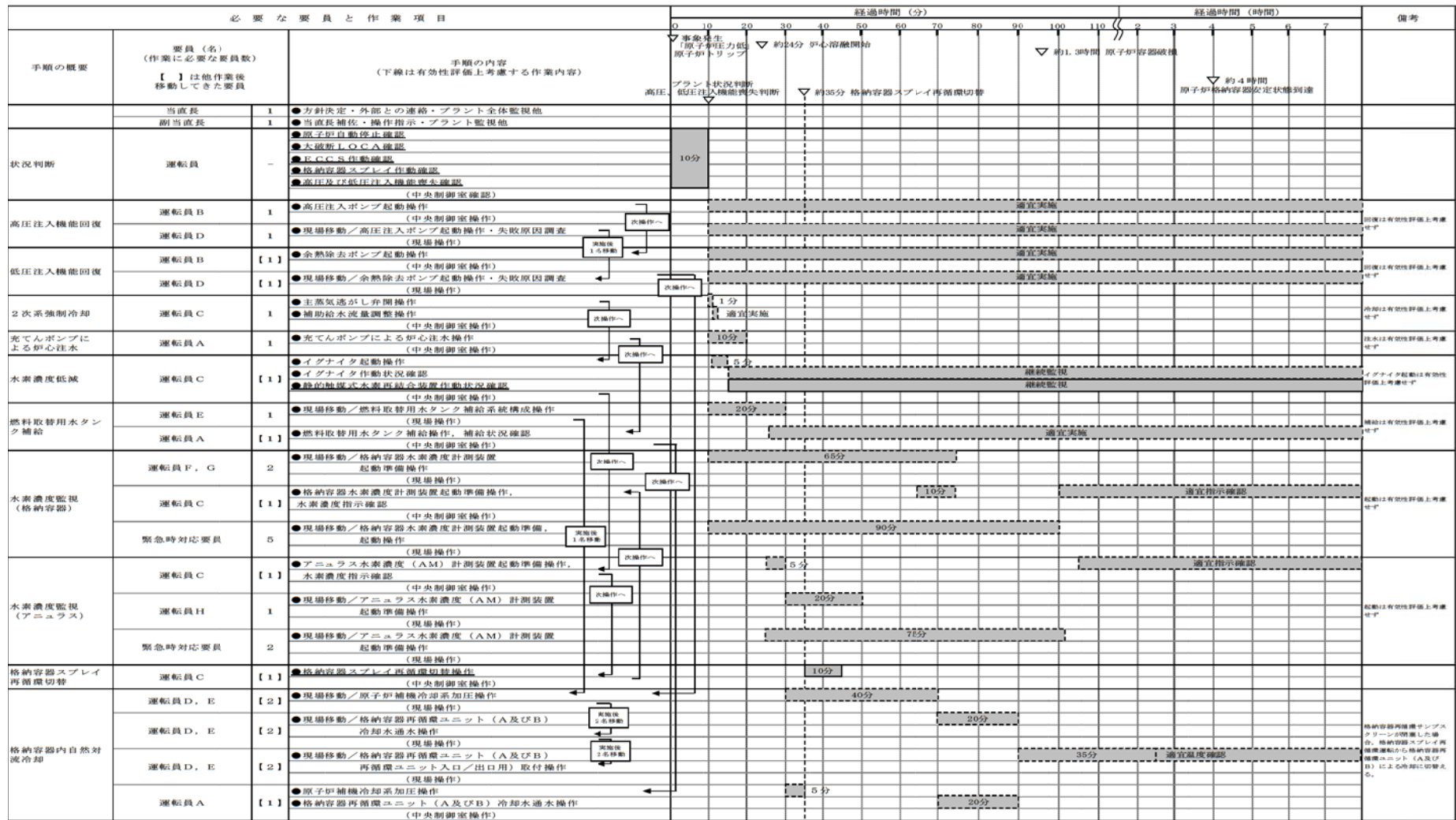
第 7.2.2.5 図 1 次系圧力の推移 (加圧器逃がし弁開操作開始が遅くなる場合)



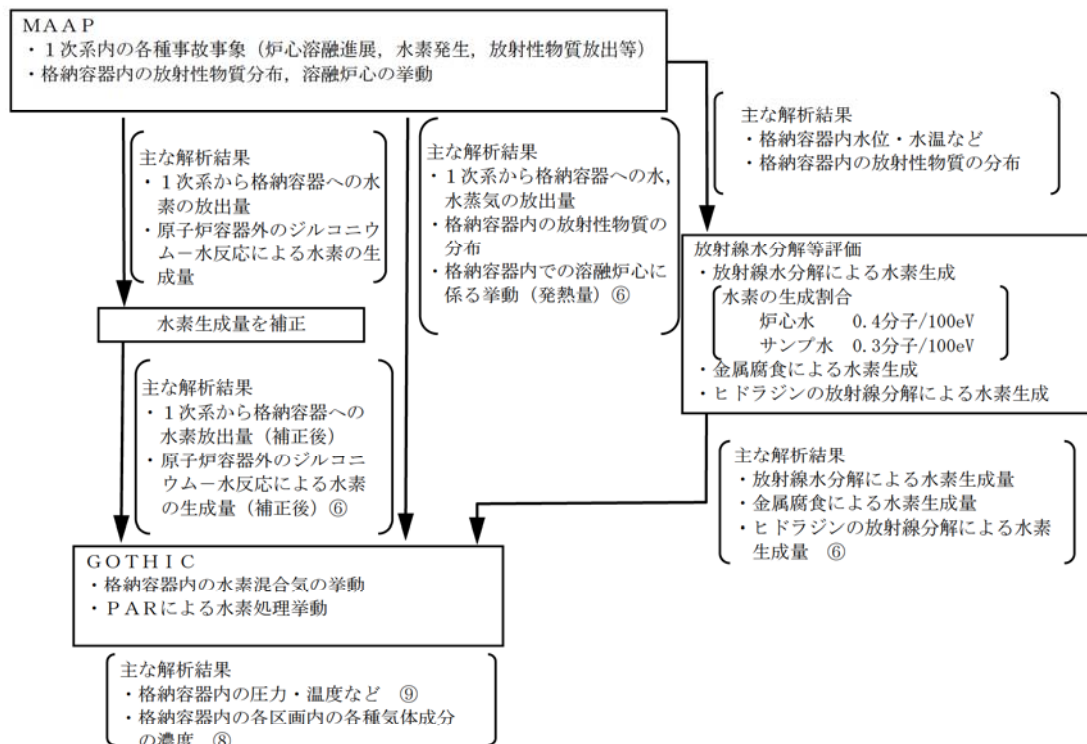
第7.2.4.1図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図



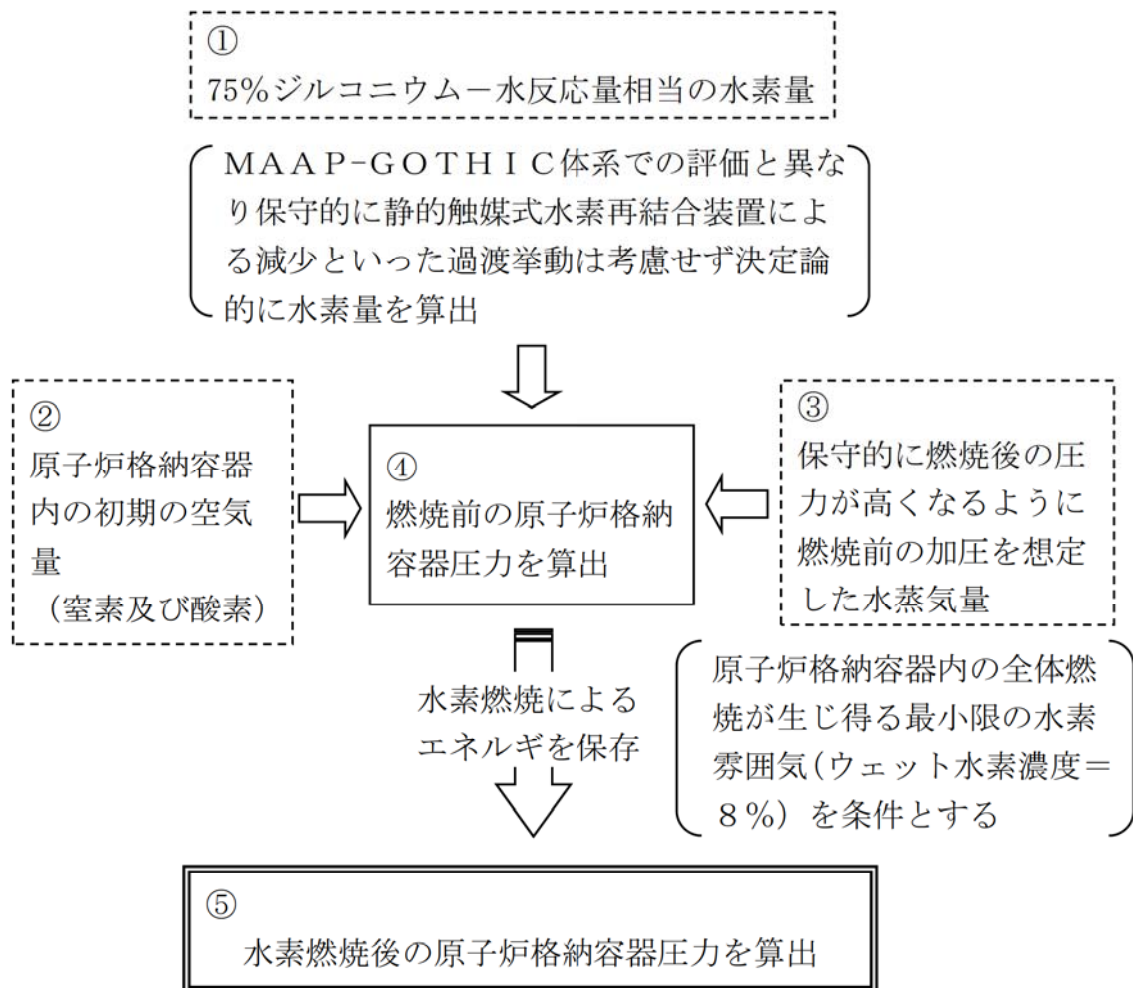
第7.2.4.2図 「水素燃焼」の対応手順の概要
 （格納容器破損モード）



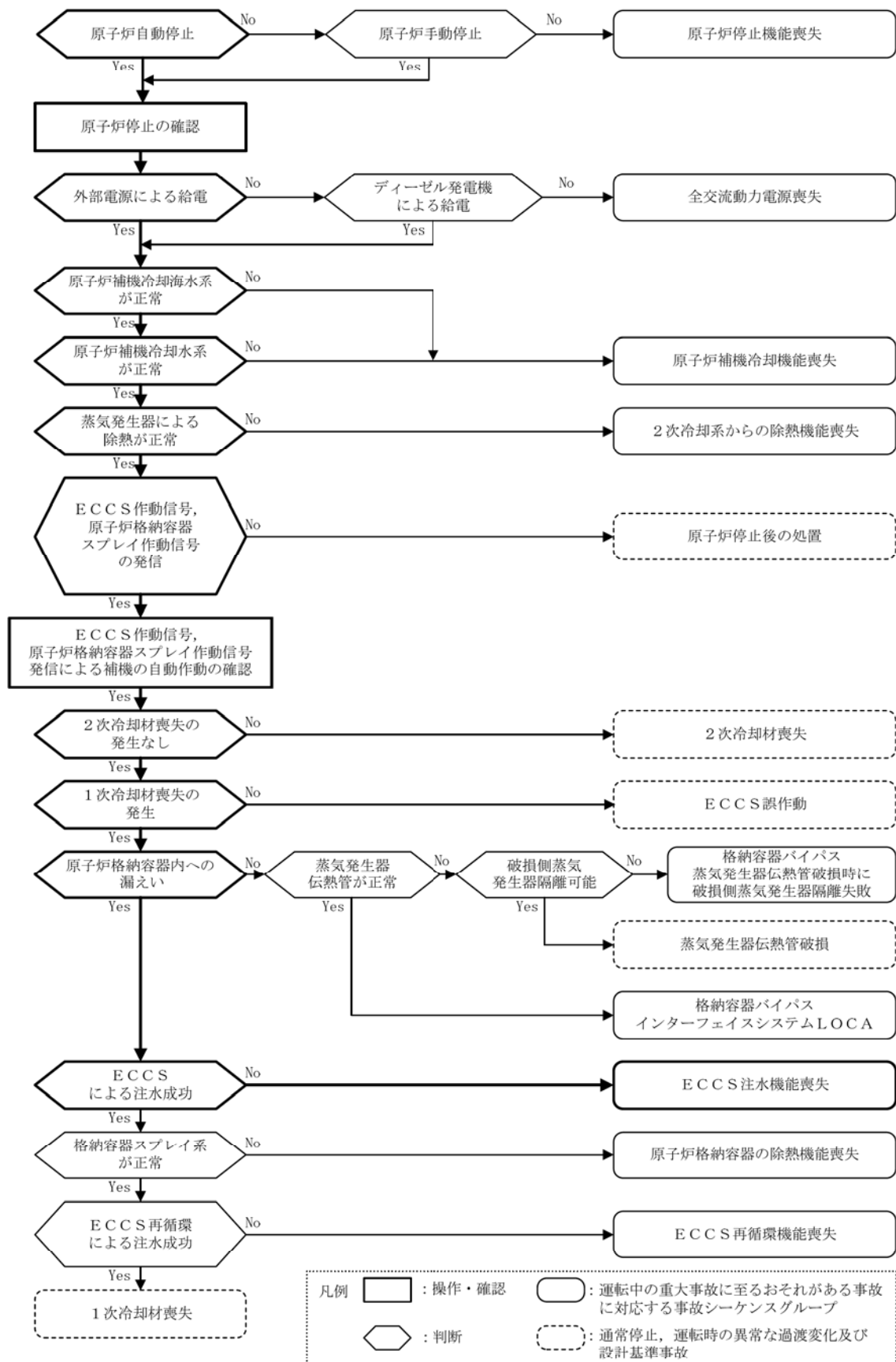
第 7.2.4.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間
（大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）



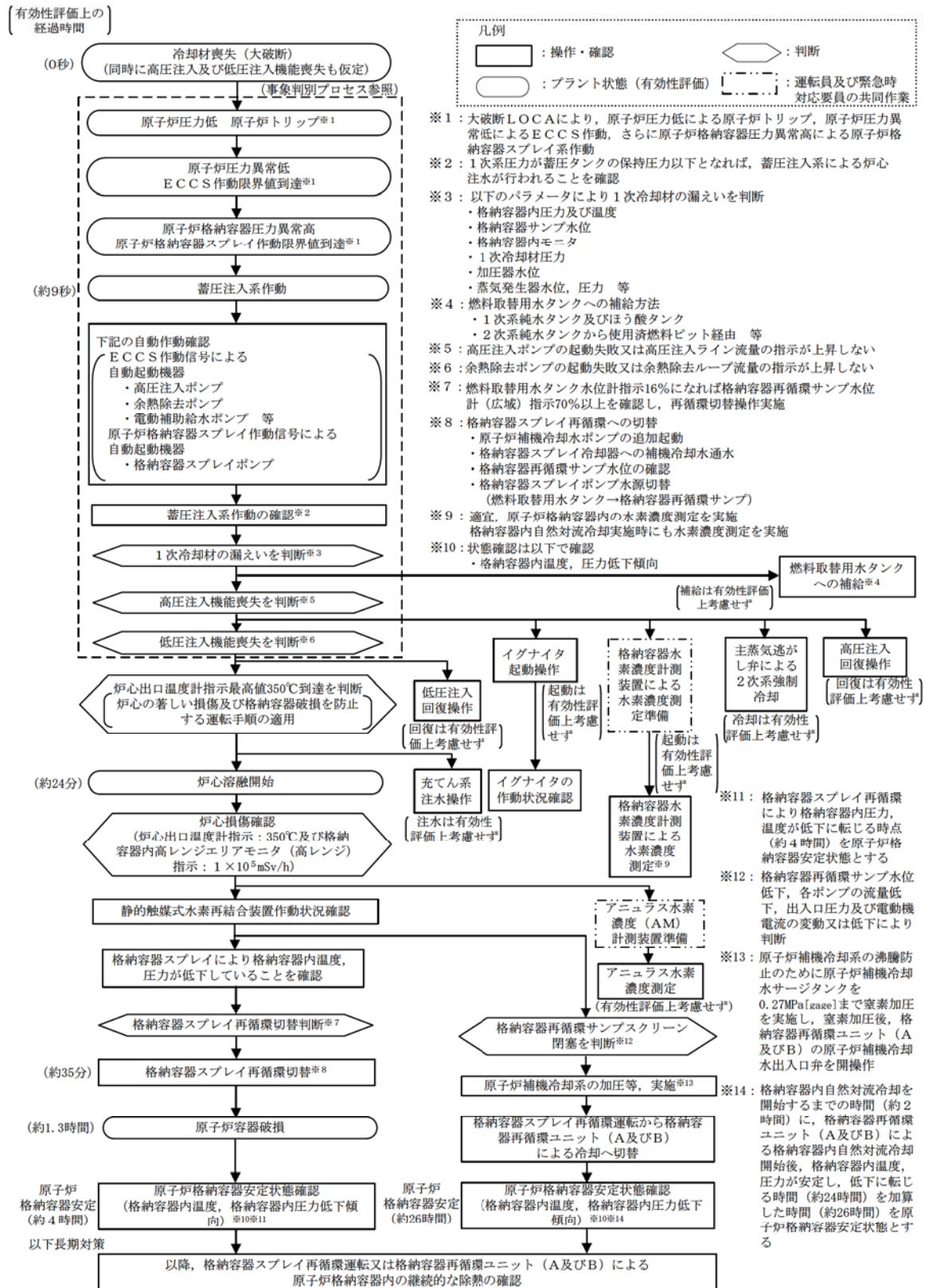
第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要



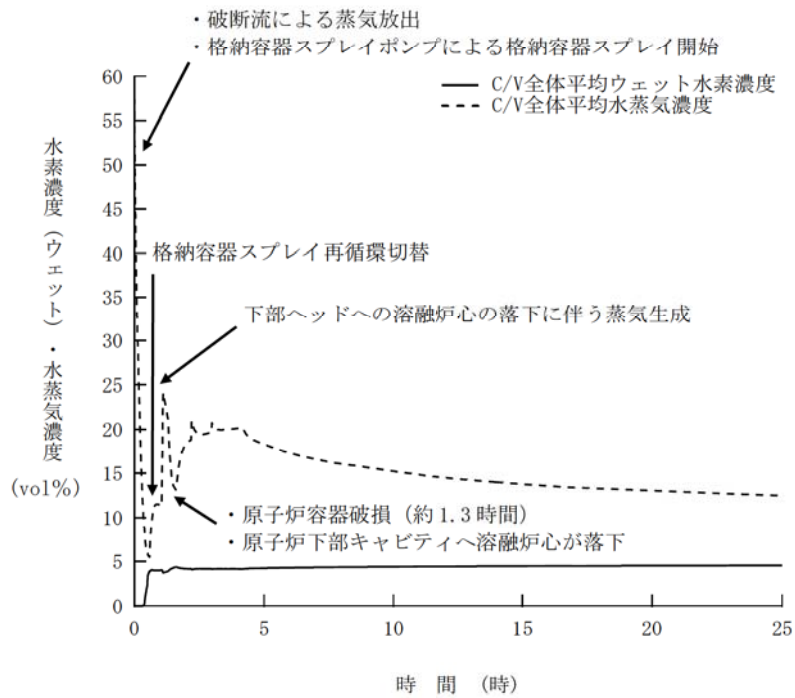
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



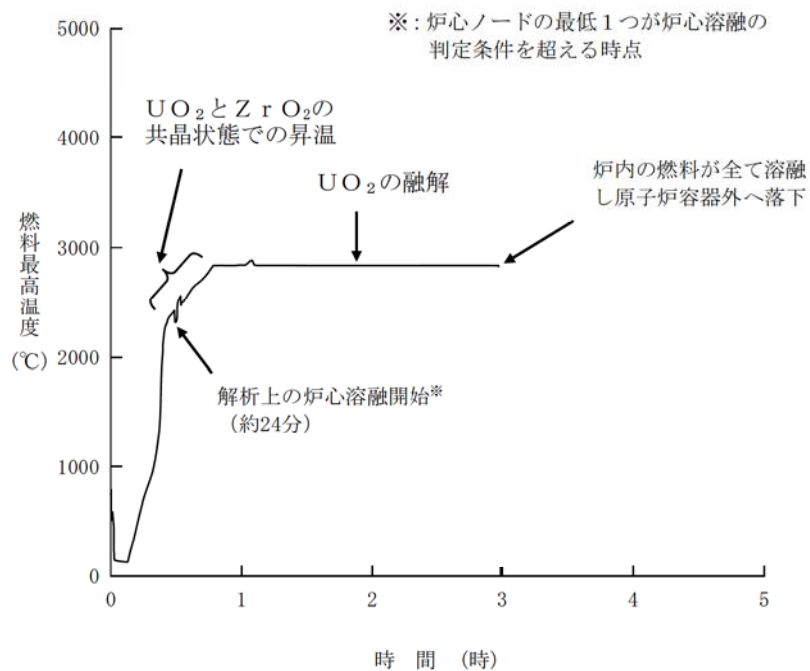
第7.2.4.6図 「水素燃焼」の事象進展（事象判別プロセス）
 （大破断LOCA時に低压注入機能及び高压注入機能が喪失する事故）



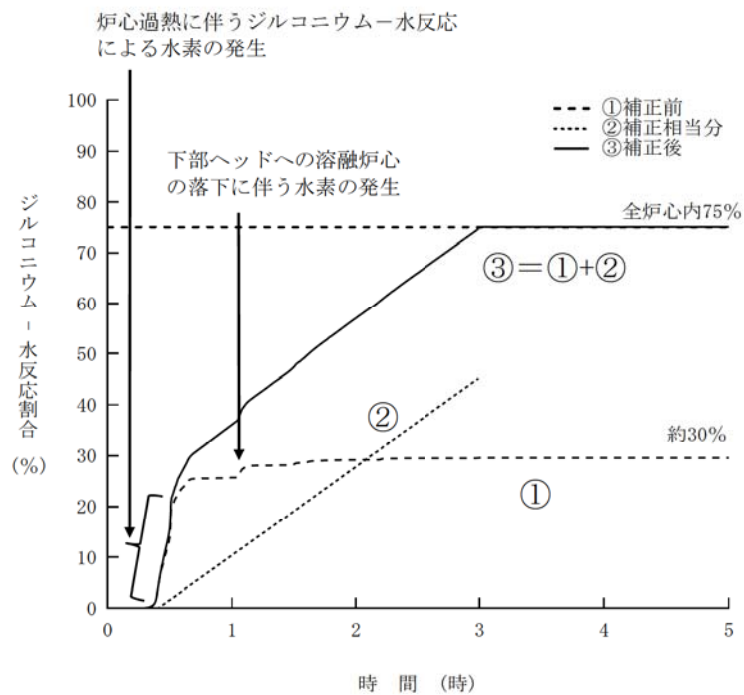
第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)



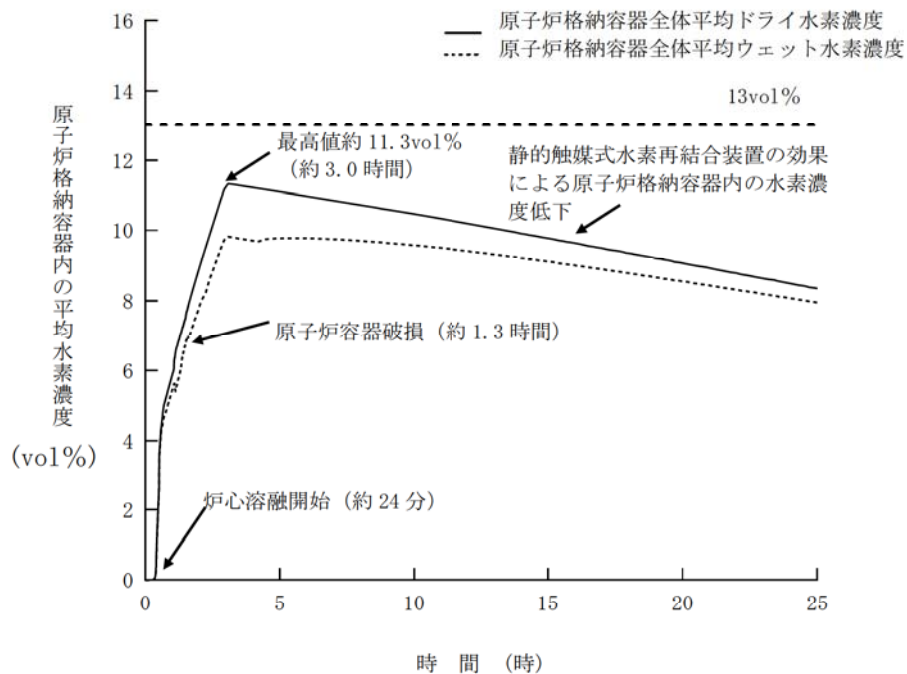
第7.2.4.8図 原子炉格納容器内の水素濃度 (ウェット)
・ 水蒸気濃度の推移 (解析コードMAAP)



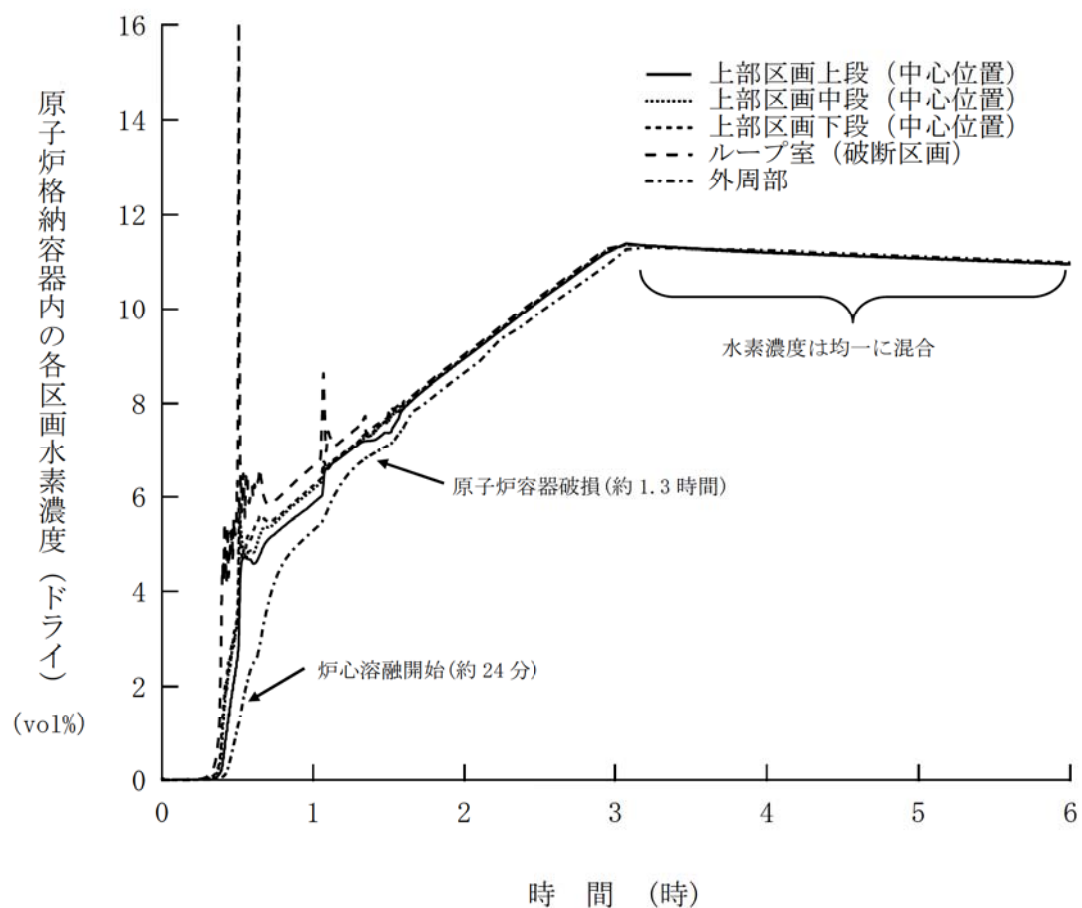
第7.2.4.9図 燃料最高温度の推移 (解析コードMAAP)



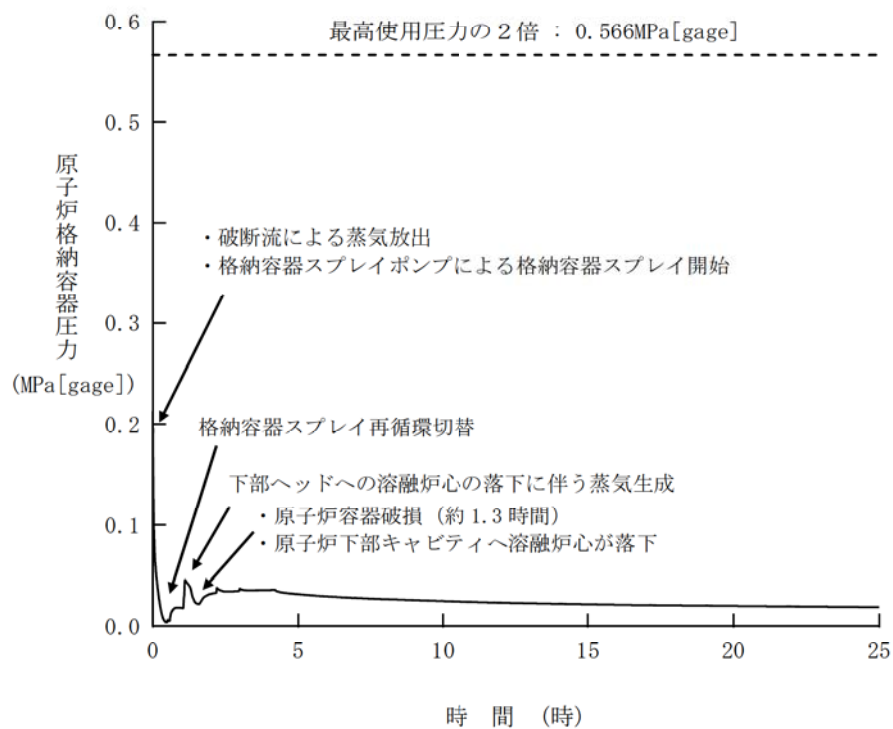
第7.2.4.10図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (解析コードMAAP)



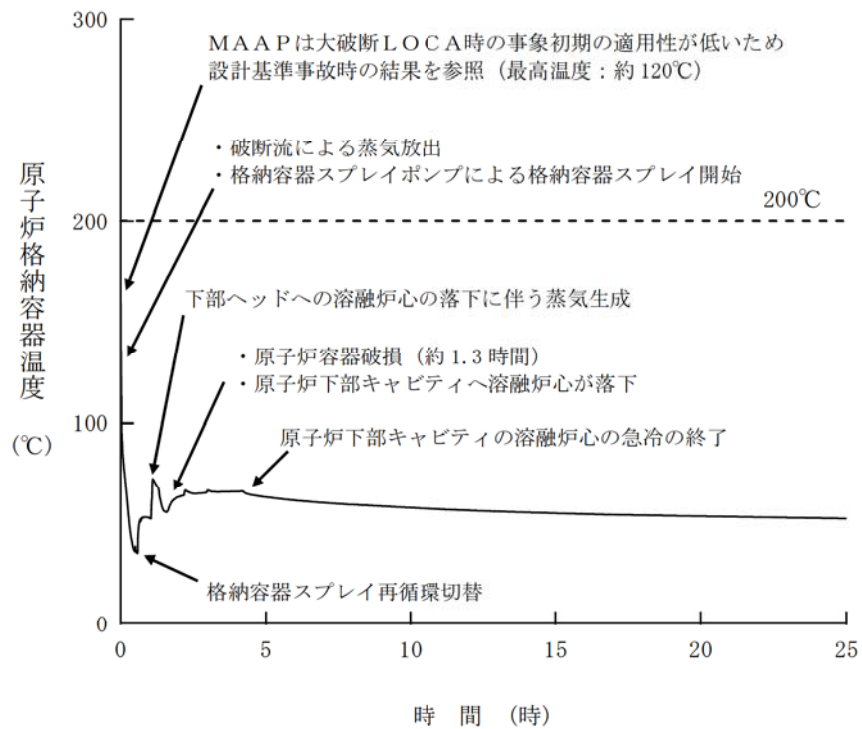
第7.2.4.11図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (解析コードGOTHIC)



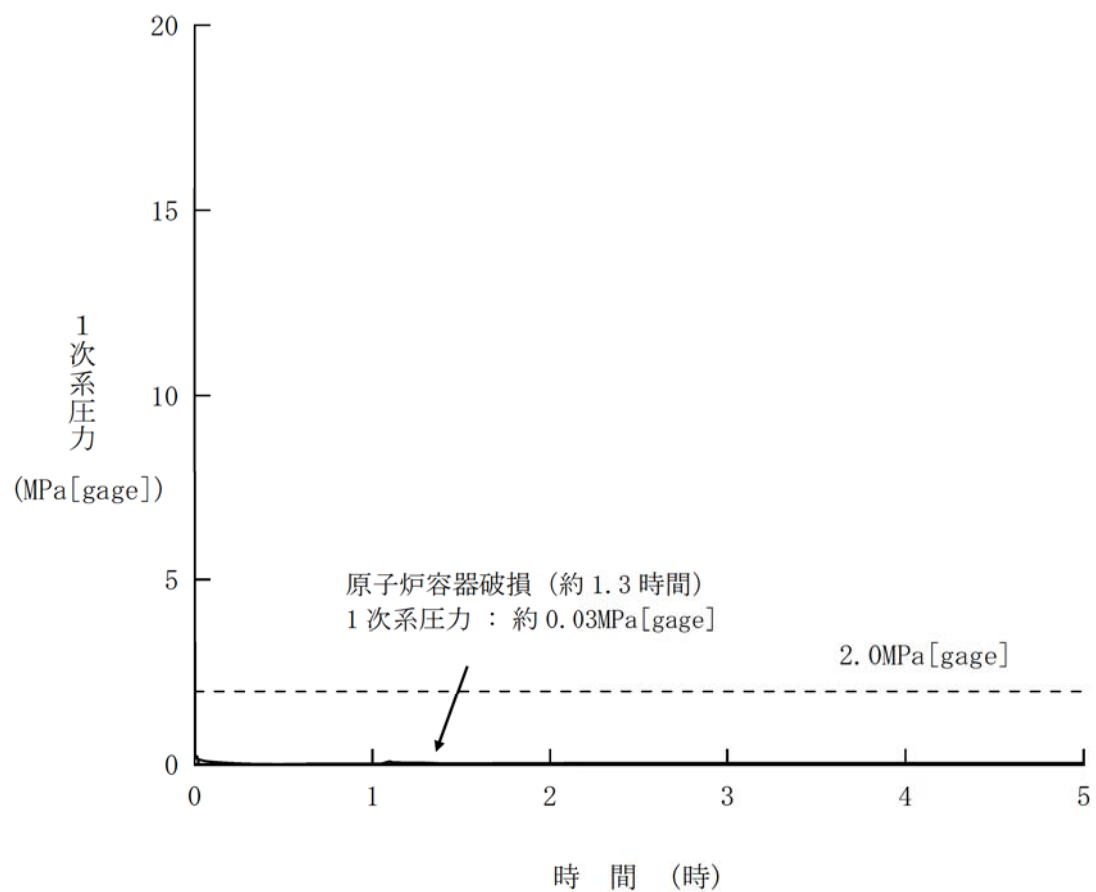
第7.2.4.12図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移
(解析コードGOTHIC)



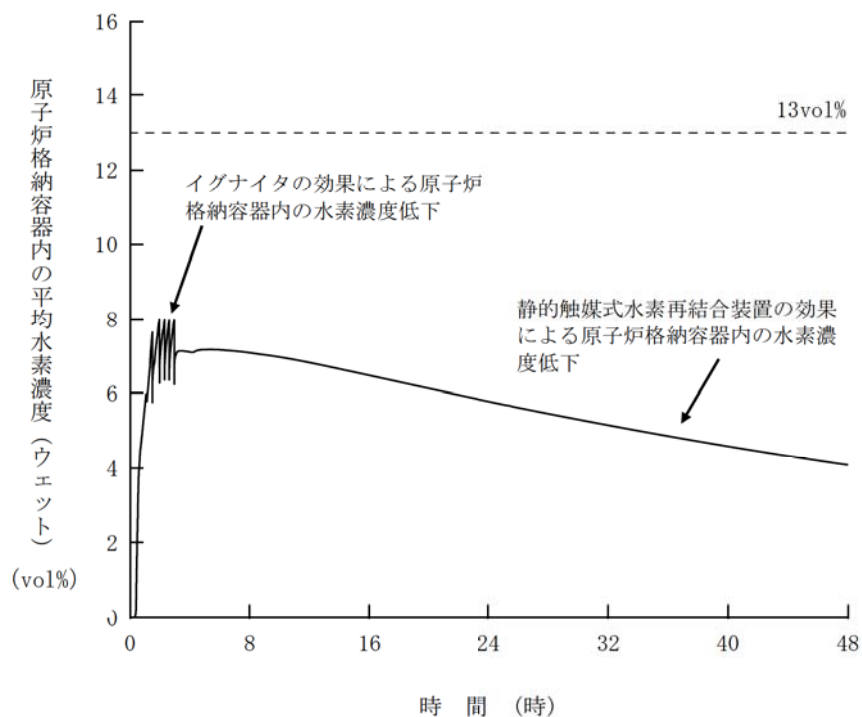
第 7. 2. 4. 13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (解析コードMAAP)



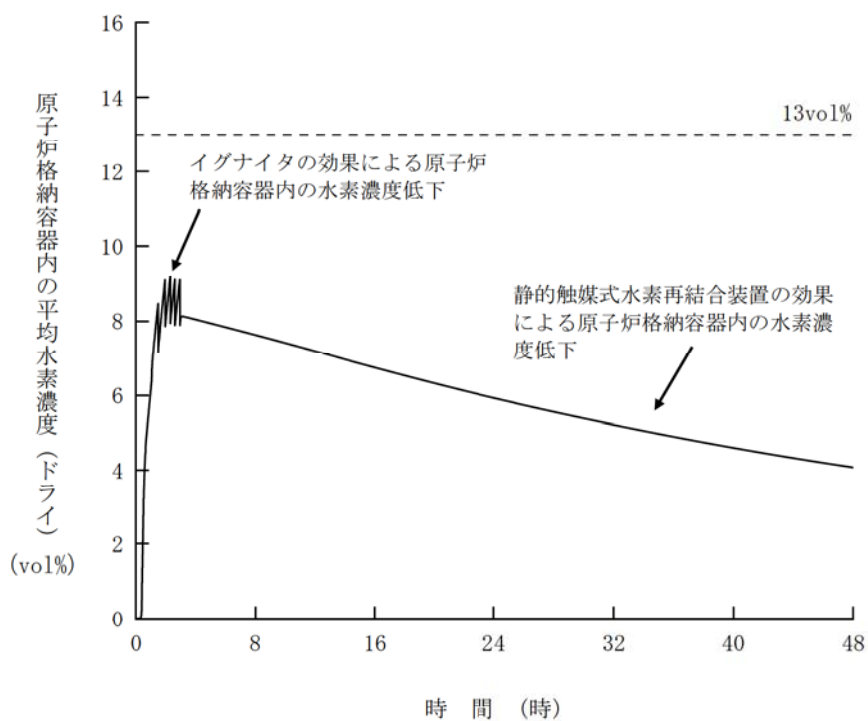
第 7. 2. 4. 14 図 原子炉格納容器温度の推移 (解析コードMAAP)



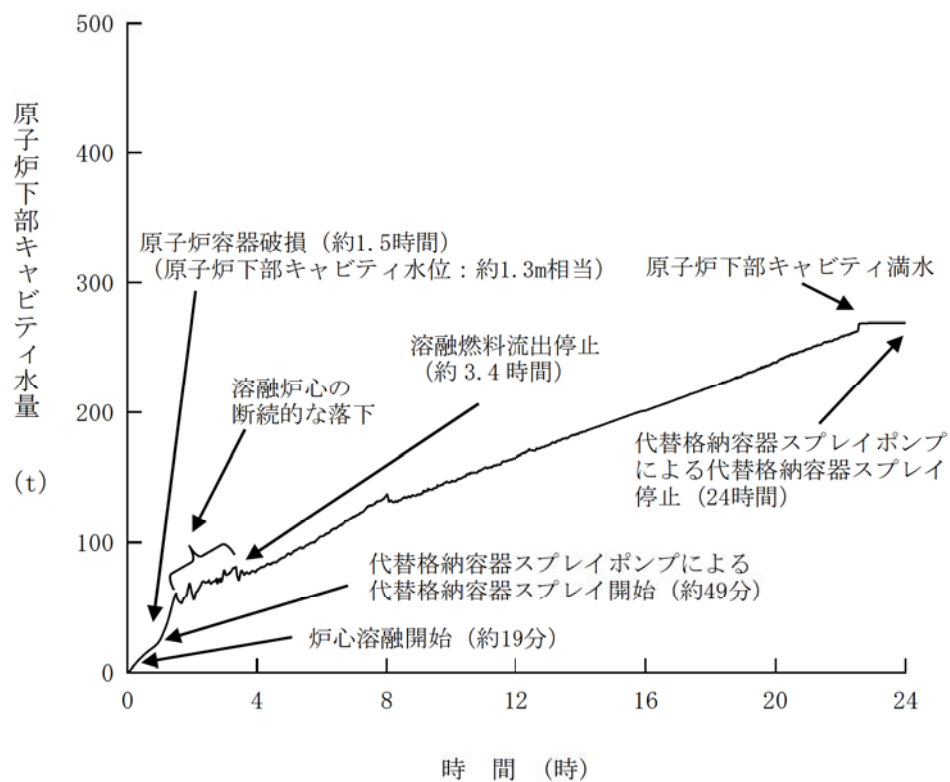
第 7.2.4.15 図 1 次系圧力の推移 (解析コードMAAP)



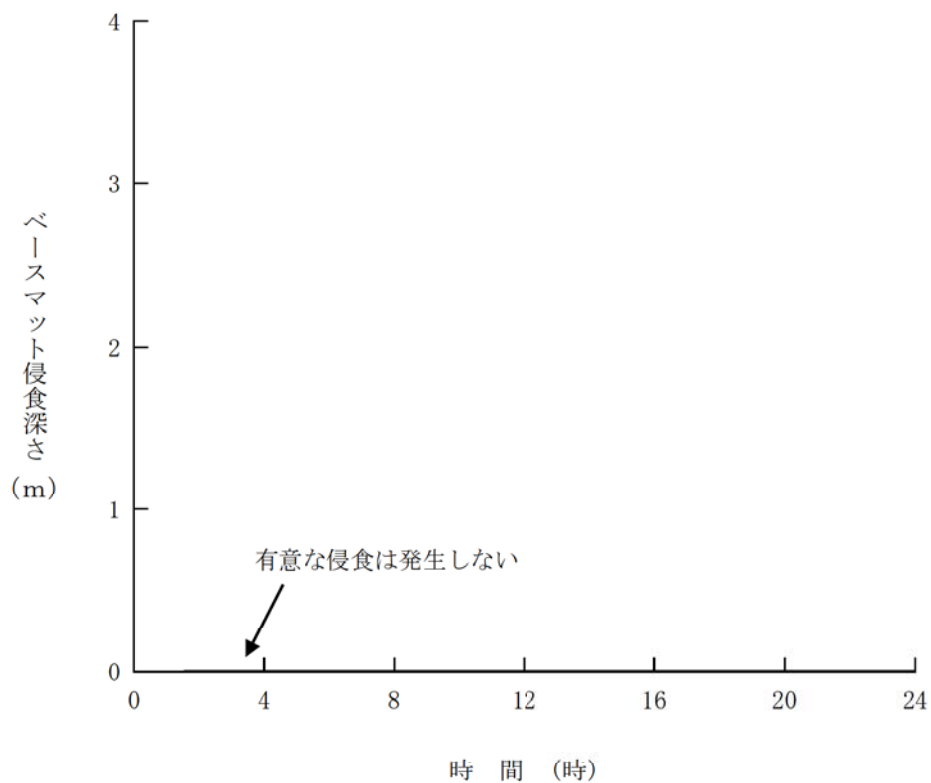
第 7. 2. 4. 16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移
（イグナイタの効果に期待する場合）



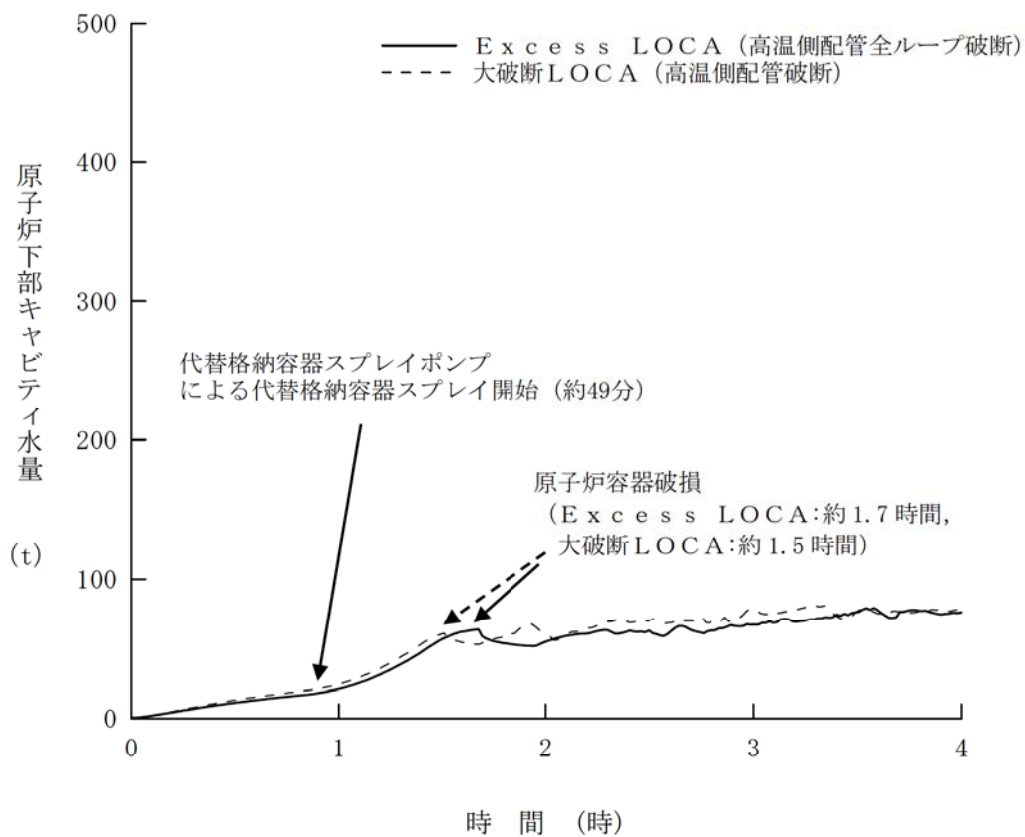
第 7. 2. 4. 17 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移
（イグナイタの効果に期待する場合）



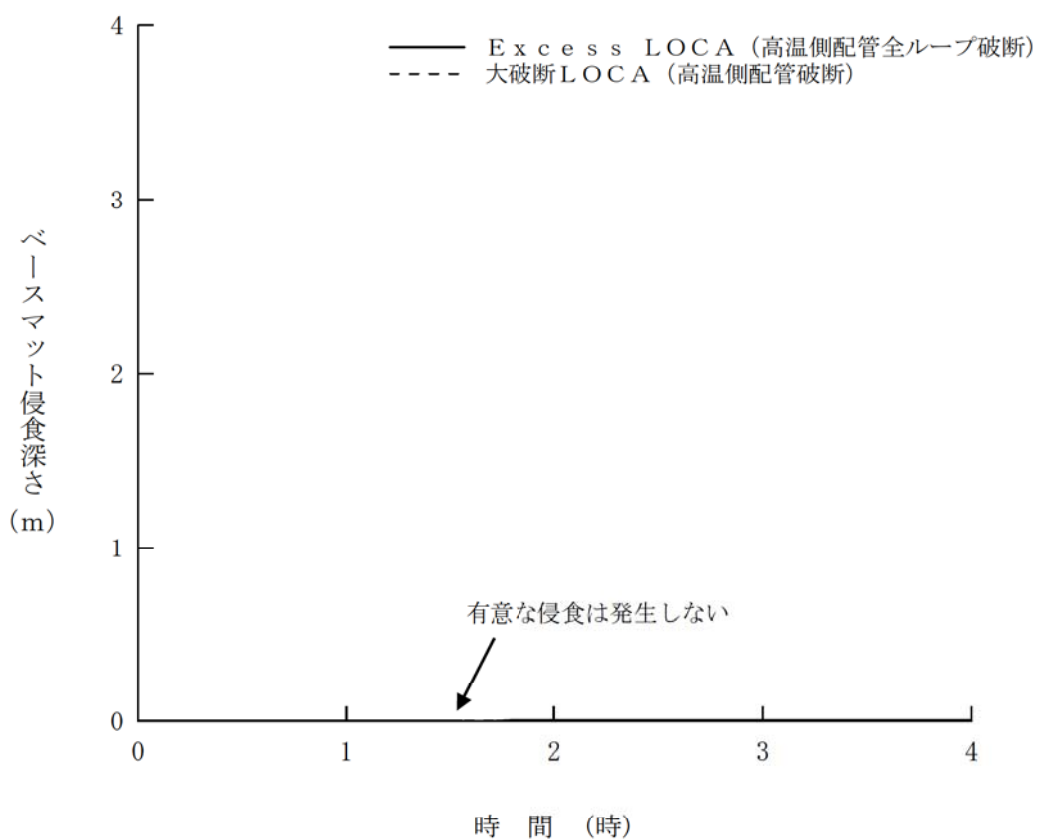
第7.2.5.1図 原子炉下部キャビティ水量の推移



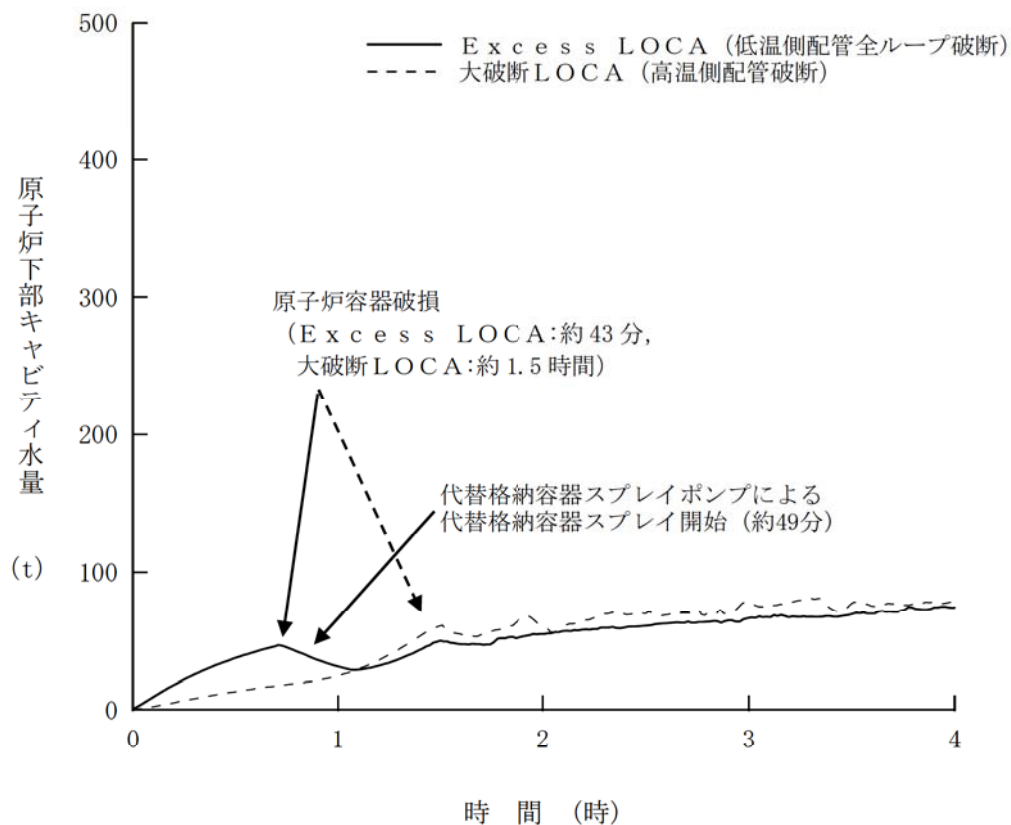
第7.2.5.2図 ベースマット侵食深さの推移



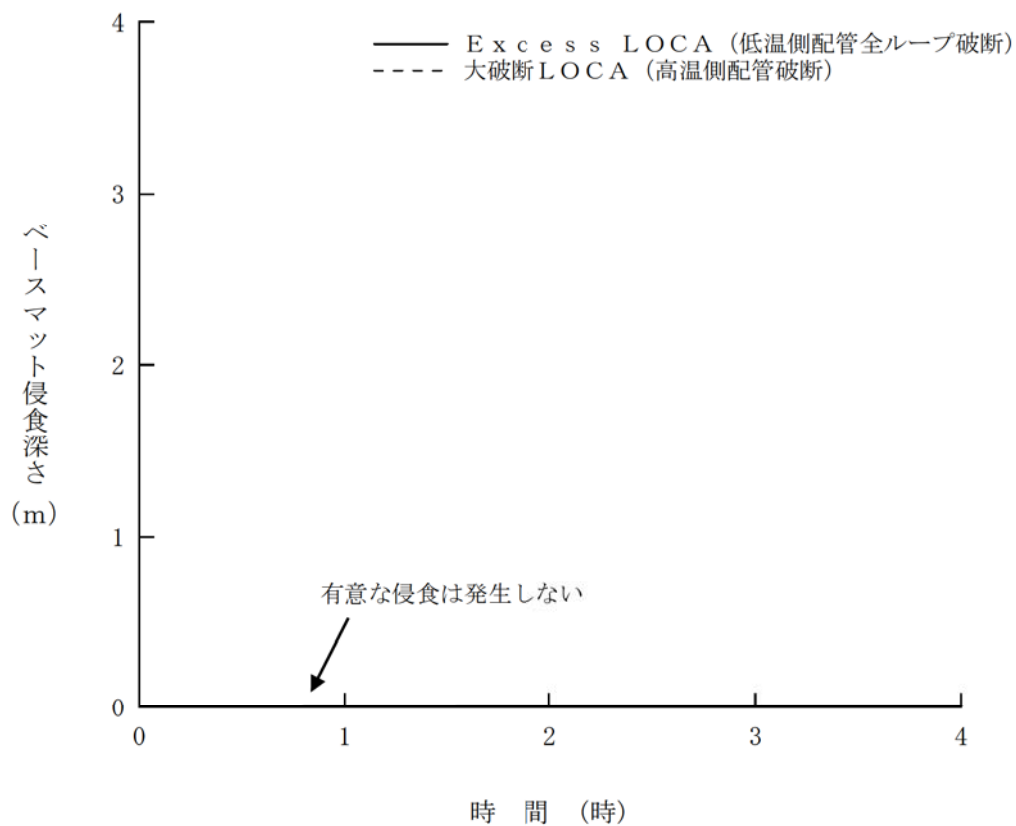
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



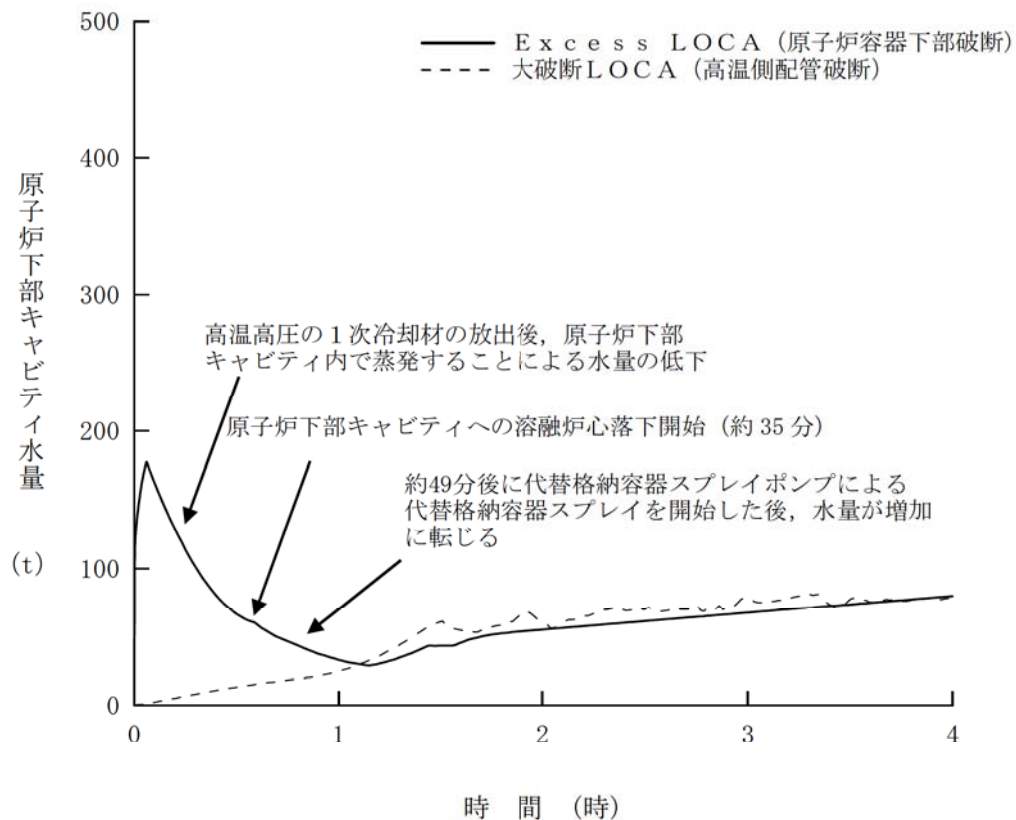
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



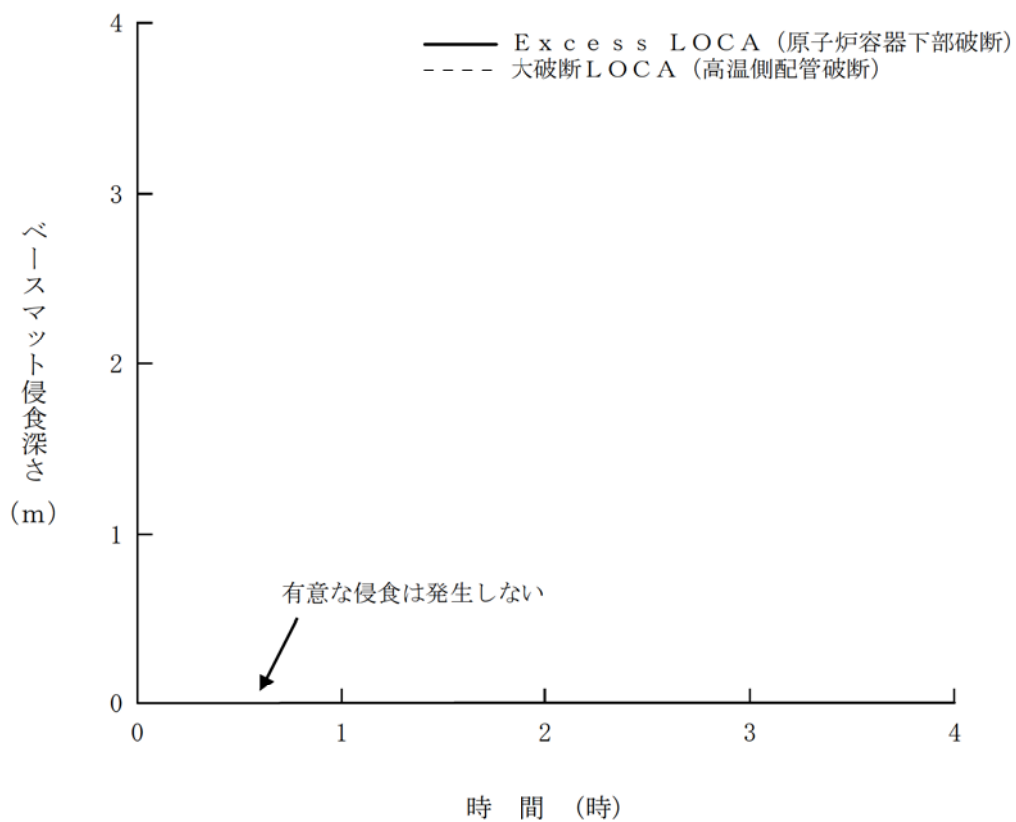
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



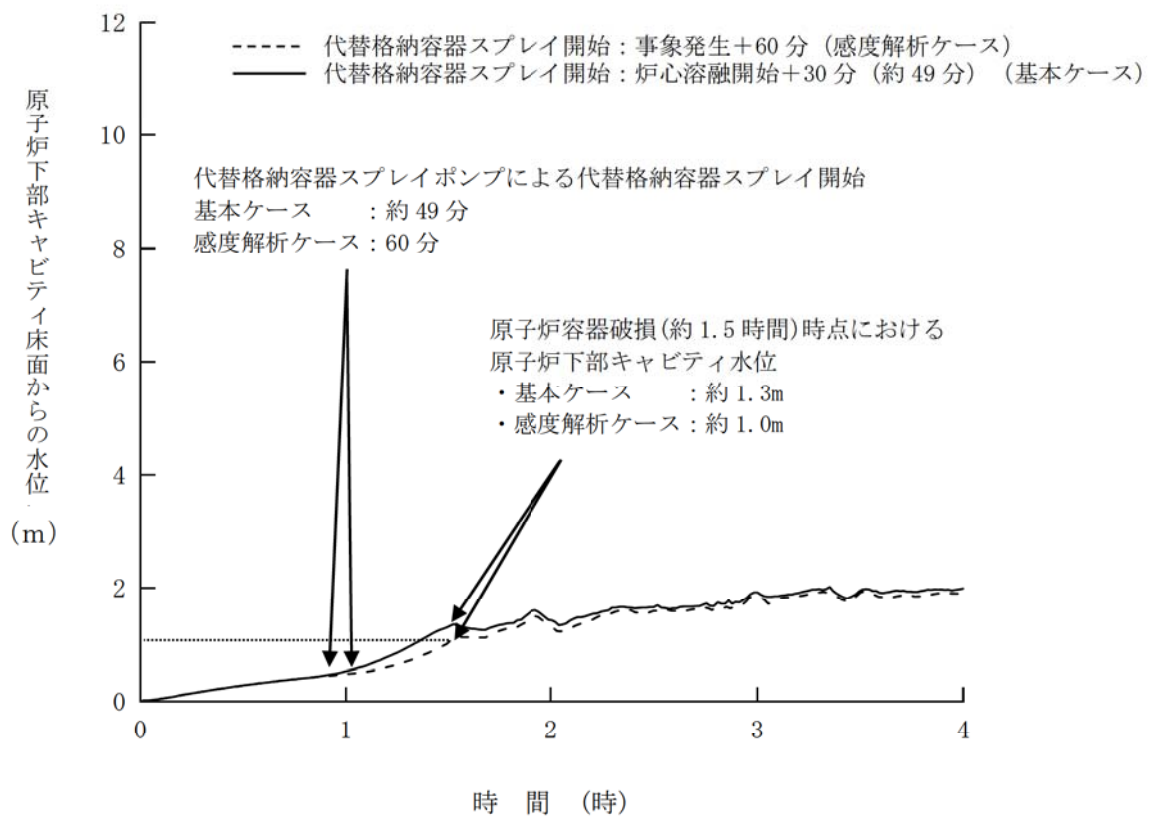
第 7.2.5.6 図 ベースマツト侵食深さの推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



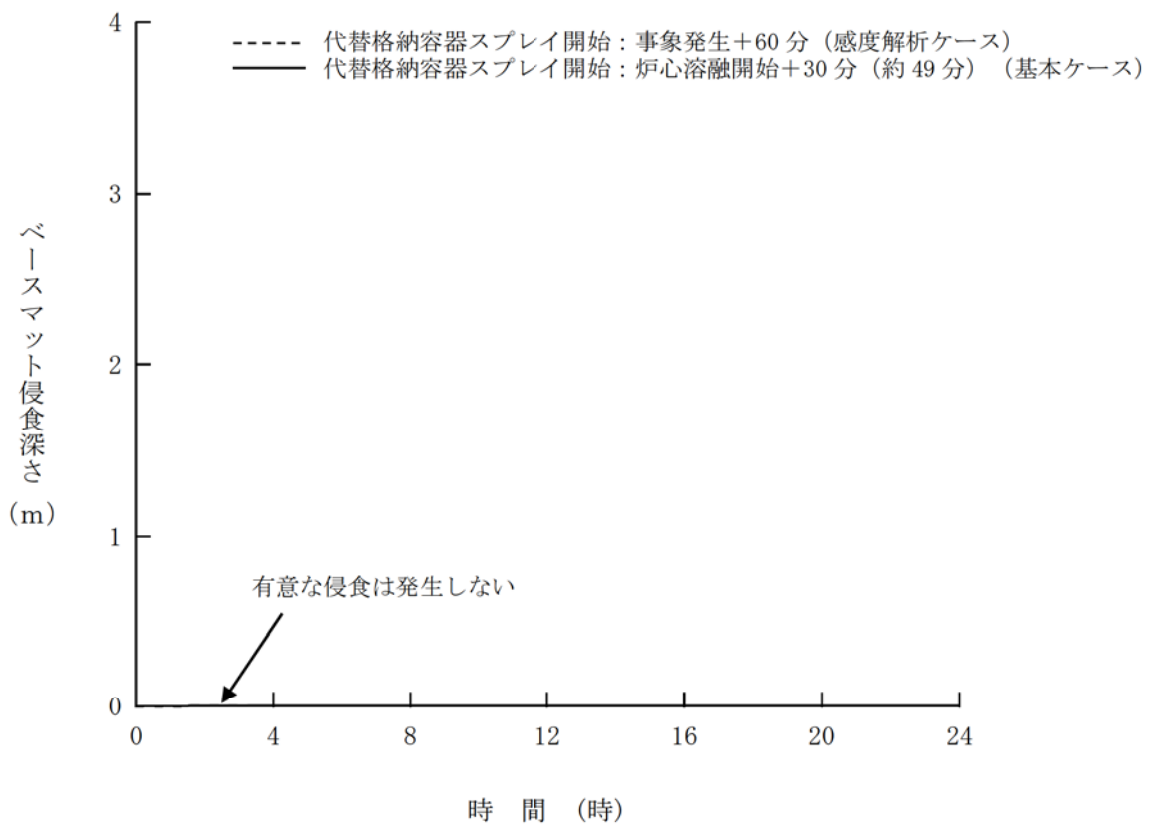
第 7. 2. 5. 7 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7. 2. 5. 8 図 ベースマット侵食深さの推移
(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

本発電用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」である。

(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緩慢に低下する。このため，緩和措置がとられない場合には，やがて燃料体等は露出し，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，燃料有効長頂部が冠水していること，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が維持されてい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体等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，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの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 における重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計 20 名である。

具体的には、中央監視・指示を行う当直長，副当直長の 2 名，中央制御室又は現場にて運転操作対応を行う運転員 3 名，関係各所へ連絡を行う連絡責任者等 4 名を含む，水源確保等を行う緊急時対応要員 15 名の合計 20 名であり，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又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失し，使用済燃料ピット水温が 65℃に達した場合又は達するおそれがある場合は，使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し，回復操作を行うとともに，2 次系純水タンク及び燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水準備並びに中型ポンプ車による注水準備を開始する。また，可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ，使用済燃料ピット広域水位 (AM) 及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は，使用済燃料ピット温度 (AM) 等である。

b. 使用済燃料ピット水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により，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位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (AM) 等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

2次系純水タンク又は燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等、両タンクからの注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (AM) 等である。

d. 中型ポンプ車等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク、ろ過水貯蔵タンク）からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、海を水源として中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、中型ポンプ車の間欠運転又は流量調整により、使用済燃料ピット水位が $NWL - 0.2m$ 以下とならないよう水位を維持する。

以降、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水に必要な

計装設備は、使用済燃料ピット水位 (AM) 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

想定する事故は、「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」である。

想定事故 1 では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、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。なお、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で、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

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、使用済燃料ピット水位低警報レベル（ $NWL - 0.08m$ ）とするものとする。

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においても、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と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) 中型ポンプ車

使用済燃料ピットへの注水は、中型ポンプ車1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25m^3/h$ を設定するものとする。

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) 中型ポンプ車による注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水温が 65℃に達した時点から準備を開始するものとし、緊急時対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から 5.6 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、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約 8 時間で 100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、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から約 1.9 日後である。

事故を検知し、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から 5.6 時間（約 0.3 日）後であることから、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時間である約 1.9 日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の中型ポンプ車を整備していることから、

中型ポンプ車による注水により使用済燃料ピットの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中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の中型ポンプ車を整備していることから、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、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最大で0.974であり、十分な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できる。

事象発生 5.6 時間後から中型ポンプ車による注水を行うことで、事象発生約 6.4 時間後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの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、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下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、使用済燃料ピット水温を起点に注水準備を開始する中型ポンプ車による注水とする。

(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、最確条件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ことから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間へ与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の

崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。このため、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間は長くなり、中型ポンプ車による注水が遅くなる。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が高くなる場合には、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間は短くなり、中型ポンプ車による注水が早くなる。一方、初期水温が低くなる場合には、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間は長くなり、中型ポンプ車による注水が遅くなる。

初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水位より高くなるため、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間は長くなり、中型ポンプ車による注水が遅くなる。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるが、中型ポンプ車による注水準備の起点となる使用済燃料ピット水温は、保守的に崩壊熱の高い燃料体等を選択的に貯蔵したAピットのみで評価

していることから使用済燃料ピットに隣接するピットの
状態の変動が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

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の
崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用
済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピット
の水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目
に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定
している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が
低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅く
なることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一
方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの
水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は
小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確
かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」に
おいて、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の時間を確認しており、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。

初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定
している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水
温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対
する余裕が大きくなる。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考

慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなり、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、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の時間を確認しており、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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。

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

第 7.3.1.3 図に示すとおり、現場における中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、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

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、初期水温の変動により中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するま

での時間が短くなると、操作開始時間が早くなる。また、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間が長くなると、操作開始時間が遅くなる。操作開始時間が変動しても、操作開始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に到達するまでの時間に変動はないことから、評価条件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。

使用済燃料ピット崩壊熱又は初期水位の変動により中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間が長くなると、操作開始時間は遅くなるが、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の時間も同様に長くなることから、評価条件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。

また、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。この場合、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の時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目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。

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、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まで低下する時間は事象発生から約1.9日であり、中型ポンプ車による注水を開始する時間である事象発生から5.6時間（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、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温の上限である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、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の5.6時間（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、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。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替用キャナル及び燃料検査ピット

を切り離した状態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時間は、使用済燃料ピットと燃料取替用キャナル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約 0.3 日短い約 1.6 日となるが、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の 5.6 時間（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至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、初期水温を 100℃として評価した場合においても、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時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.3 日短い約 1.6 日となるが、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の 5.6 時間（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の違いが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) 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、緊急時対応要員による中型ポンプ車による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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。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、重大事故等対策に必要な要員は、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 20 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対応要員 27 名で対応可能である。

(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。

a. 水 源

2 次系純水タンク等の淡水タンク又は海を水源として、中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行

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 2 台が全負荷で運転した場合、約 516kL の重油が必要となる。

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8 kL の軽油が必要となる。

また、緊急時対策所用発電機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 5 kL の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 516kL、軽油約 13kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油槽及び重油タンクの重油量約 516kL 並びに軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

中型ポンプ車による注水は、電源を必要としない。

なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、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り電源供給が可能である。

7.3.1.5 結 論

想定事故 1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故」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緩慢に低下し，やがて燃料体等は露出し，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，短期及び長期対策として，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故 1 について有効性評価を実施した。

上記の場合においても，運転員等操作による中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により，使用済燃料ピットの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を維持できることから評価項目を満足するとともに，長期的には安定状態を維持できる。

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，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は，運転員及び緊急時対応要員にて対処可能である。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，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は，想定事故 1 「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

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」である。

(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，使用済燃料ピット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，やがて燃料体等は露出し，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，燃料有効長頂部が冠水していること，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が維持されてい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体等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，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの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 における重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計 21 名である。

具体的には、中央監視・指示を行う当直長，副当直長の 2 名，中央制御室又は現場にて運転操作対応を行う運転員 3 名，関係各所へ連絡を行う連絡責任者等 4 名を含む，水源確保等を行う緊急時対応要員 16 名の合計 21 名であり，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低警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は，原因調査を行うとともに，燃料取替用水タンク及び 2 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は，漏えい箇所の特定制及び隔離操作を実施するとともに，使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端以下に達した場合又は達するおそれがある場合は，使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し，中型ポンプ車による注水準備を開始する。また，可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ，使用済燃料ピット広域水位 (AM) 及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は，使用済燃料ピット水位 (AM) 等である。

b. 使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により，使用済燃料ピット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の確認に必要な計装設備は，使用済燃料ピット温度 (AM) 等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク又は 2 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等，両タンクからの注水が確認できなければ，使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し，使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は，使用済燃料ピット水位 (AM) 等である。

d. 中型ポンプ車等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（2 次系純水タンク，脱塩水タンク，ろ過水貯蔵タンク）からの注水手段のうち使用可能なものから，順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は，海を水源として中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては，中型ポンプ車の間欠運転又は流量調整により，使用済燃料ピット水位を使用済燃料ピット冷却系出口配管下端水位で維持する。

以降，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され，水温が安定して

いることを確認する。

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (AM) 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

想定する事故は、「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」である。

想定事故 2 では、使用済燃料ピット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冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、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。なお、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することで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

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) 使用済燃料ピット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冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイホンブレイカの効果を検討し、 $NWL - 1.36m$ とする。

(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においても、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と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) 中型ポンプ車

使用済燃料ピットへの注水は、中型ポンプ車 1 台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

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) 中型ポンプ車による注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、緊急時対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から2.2時間後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

(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冷却系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、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約7時間で 100°C に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。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から約 1.2 日後である。

事故を検知し、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から 2.2 時間（約 0.1 日）後であることから、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時間である約 1.2 日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の中型ポンプ車を整備していることから、中型ポンプ車による注水により使用済燃料ピットの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中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の中型ポンプ車を整備していることから、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、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最大で 0.974 であり、十分な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できる。

事象発生 2.2 時間後から中型ポンプ車による注水を行うことで、事象発生約 2.2 時間後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの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、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下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、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する中型ポンプ車による注水とする。

(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、最確条件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ことから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間へ与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮し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

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定

している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、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の時間を確認しており、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。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなり、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、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の時間を確認しており、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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。

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

第 7.3.2.3 図に示すとおり、現場における中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、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

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。この場合、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の時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目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。

中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、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まで低下する時間は事象発生から約 1.2 日であり、中型ポンプ車による注水を開始する時間である事象発生から 2.2 時間（約 0.1 日）に対して十分な操作時

間余裕を確保できる。

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える
影響評価

評価条件の不確かさにより，使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり，評価項目となるパラメータに影響を与えることから，初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し，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温の上限である 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時間は，初期水温 40℃の場合と比較して約 0.1 日短い約 1.1 日となるが，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は，事象発生の 2.2 時間（約 0.1 日）後から可能である。したがって，十分な時間余裕を持って注水を開始することができ，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。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し，使用済燃料ピットと燃料取替用キャナル及び燃料検査ピットを切り離した状態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時間は，使用済燃料ピットと燃料取替用キャナル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約 0.2 日短い約 1.0 日となるが，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は，事象発生の 2.2 時間（約 0.1 日）後から可

能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至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、初期水温を 100℃として評価した場合においても、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時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.3 日短い約 0.9 日となるが、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 2.2 時間（約 0.1 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の違いが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) 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、緊急時対応要員による中型ポンプ車による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，操作時間に対して一定の時間余裕がある。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，重大事故等対策に必要な要員は，「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 21 名である。このため，「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対応要員 27 名で対応可能である。

(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 「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」では，使用済燃料ピット冷却系配管の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，やがて燃料体等は露出し，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，短期及び長期対策として，中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故 2 について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの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を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員にて対処可能である。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、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故 2「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」に対して有効である。