

第 7.2.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/4)

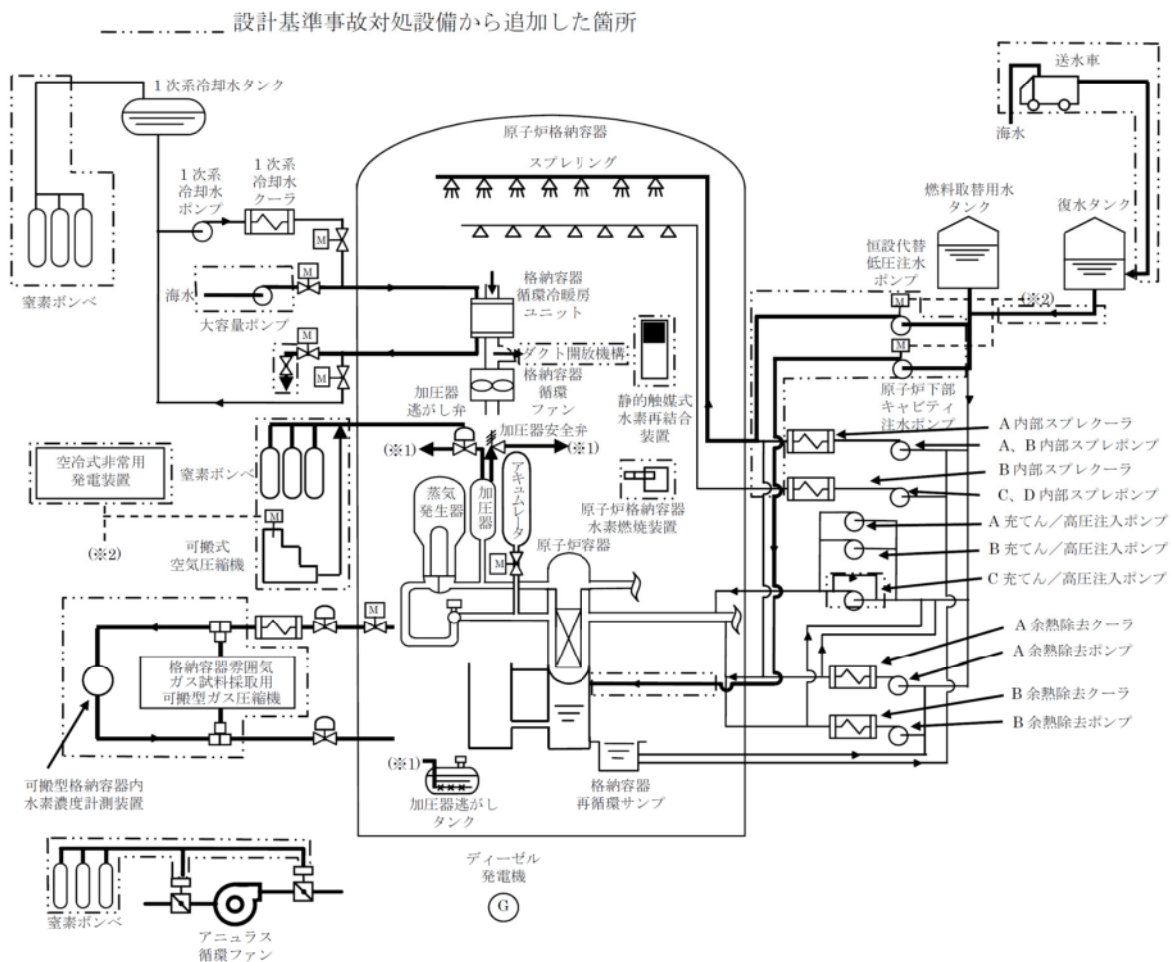
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 L O C A 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能、低圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	炉心損傷を早め、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ、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畳を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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）

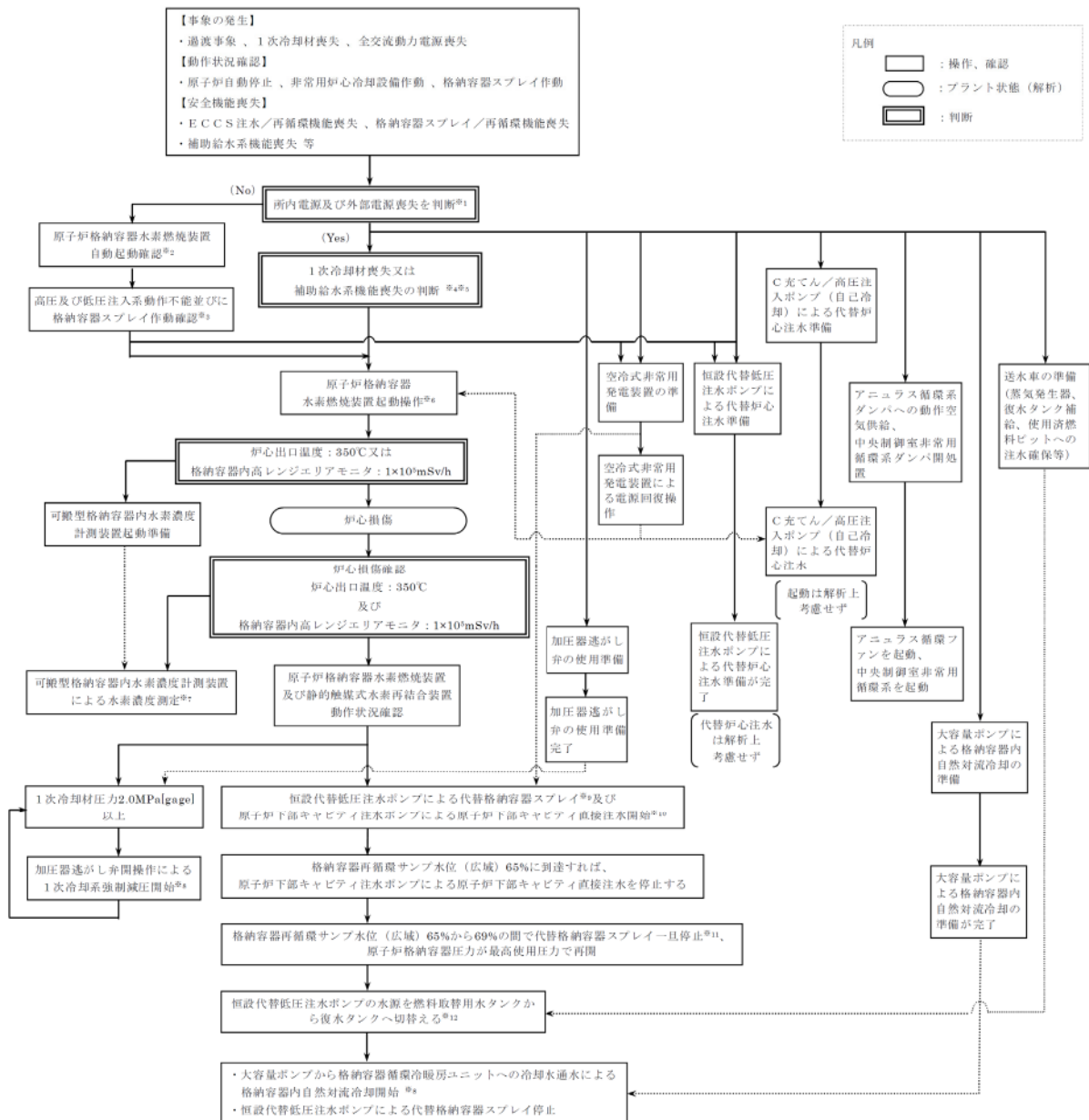
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生後の 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		75m ³ /h（蒸気発生器 3 基合計）	タービン動補助給水ポンプ 1 台運転時に、3 基の蒸気発生器へ注水される流量から設定。
	アキュムレータ保持圧力	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。

第 7.2.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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	運転員等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	運転員等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	格納容器再循環サンプ水位（広域）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、格納容器再循環サンプ水位（広域）65%は連通管上端位置（格納容器再循環サンプ水位（広域）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	運転員等操作時間を考慮して設定。



第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の重大事故等対策の概略系統図



※1 : 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。

※2 : 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。

※3 : 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ作動を考慮する。

※4 : 1次冷却材喪失は以下で確認。

・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ

※5 : 補助給水系統機能喪失は以下で確認。

・すべての補助給水流量計指示の合計が75m³/h未満

※6 : 空冷式非常用発電装置による電源回復後起動する。

※7 : 可搬型原子炉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。

※8 : 準備が完了すれば、その段階で実施する。

※9 : 恒設代替低圧注水ポンプの注水先の考え方としては、炉心注水をまず行うこととしているが、短時間で炉心損傷に至る場合は原子炉格納容器にスプレイすることになる。

実際の操作では、準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば、その段階で実施する。

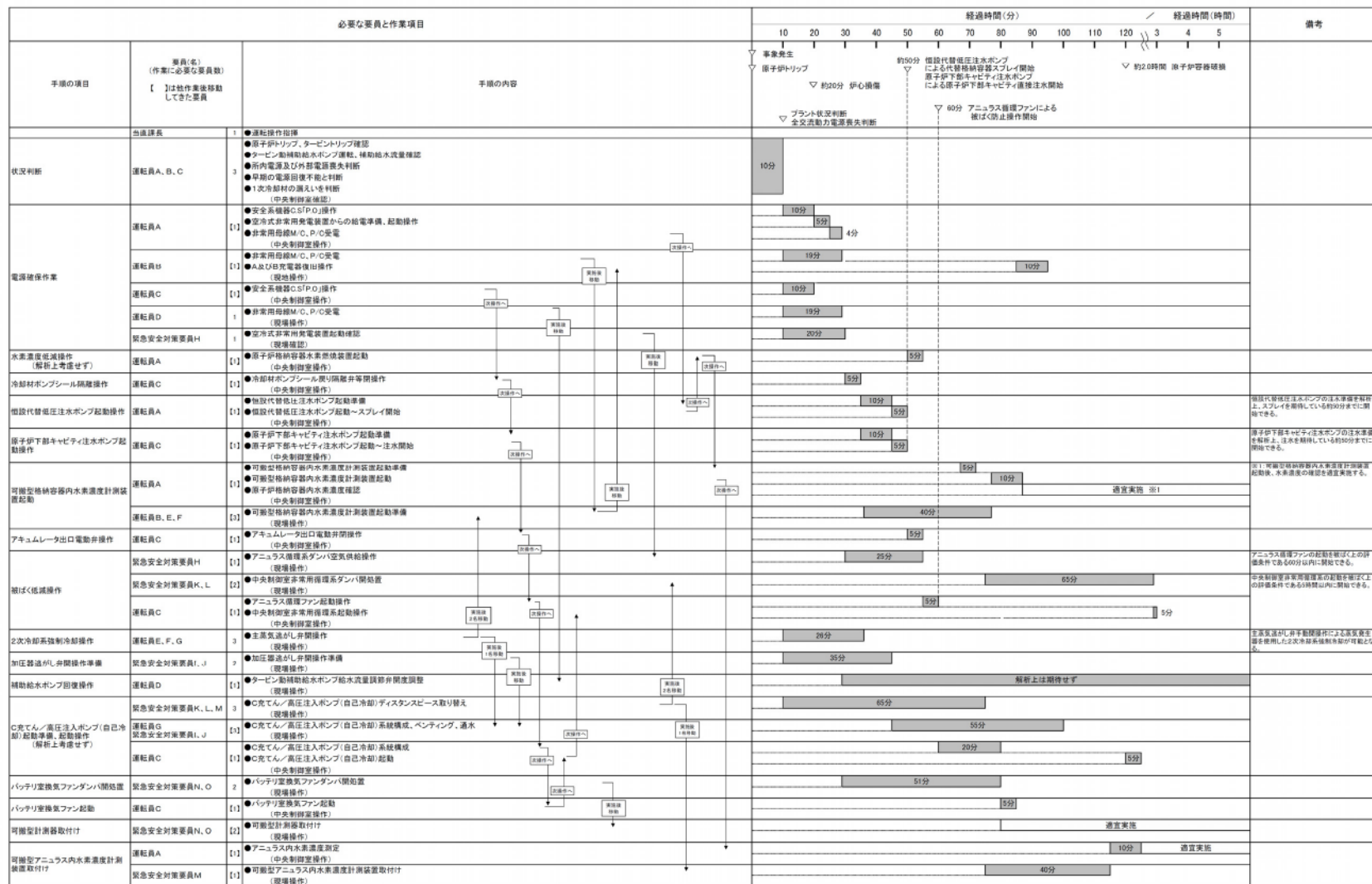
また、格納容器スプレイ流量は120m³/hを下回らない流量で注水する。

※10 : 原子炉下部キャビティ直接注水流量は120m³/hを下回らない流量で注水する。

※11 : ただちにポンプを停止するのではなく、原子炉格納容器圧力の状況を加味し決定する。

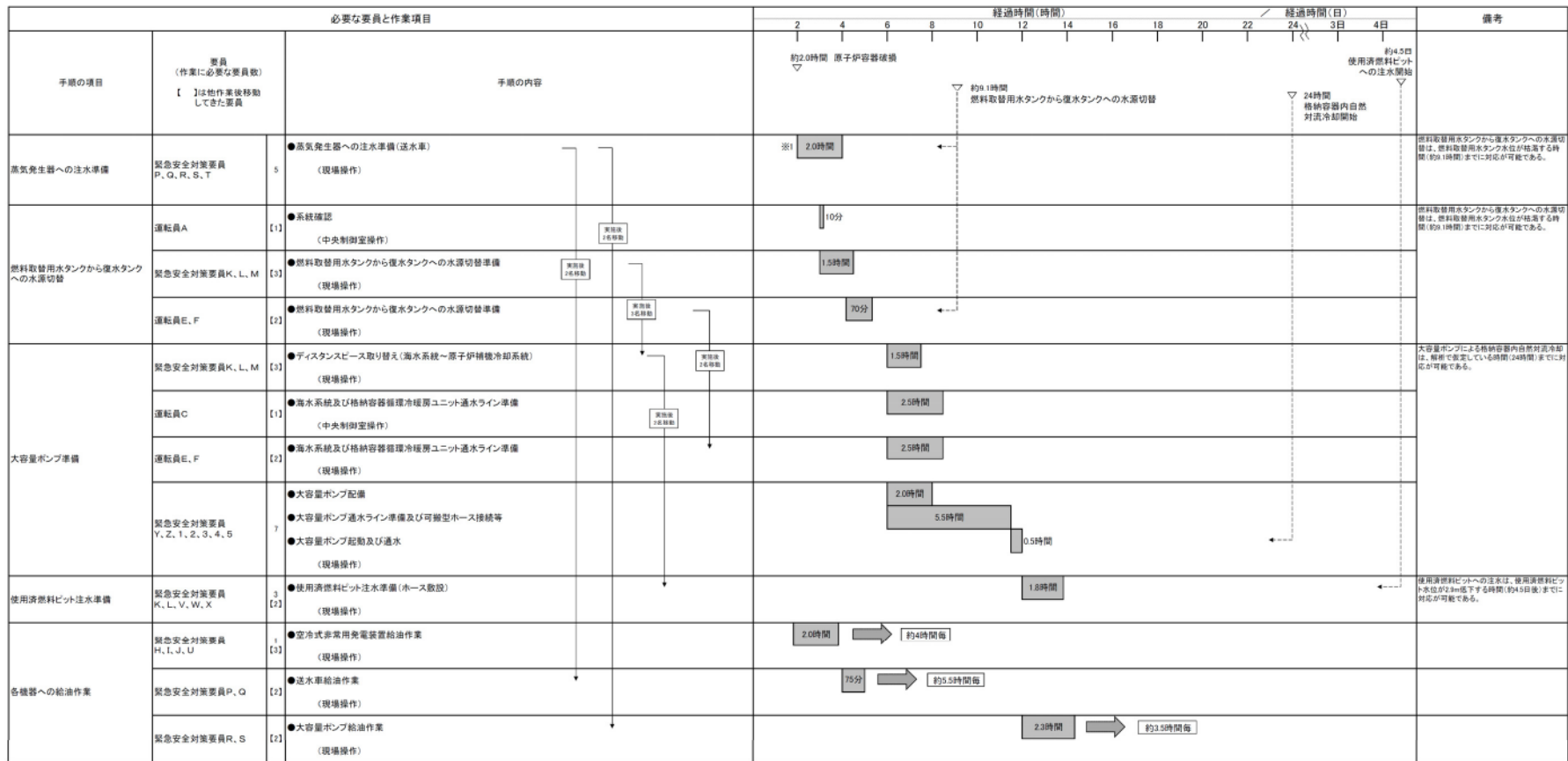
※12 : 海水への水源切替え。

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



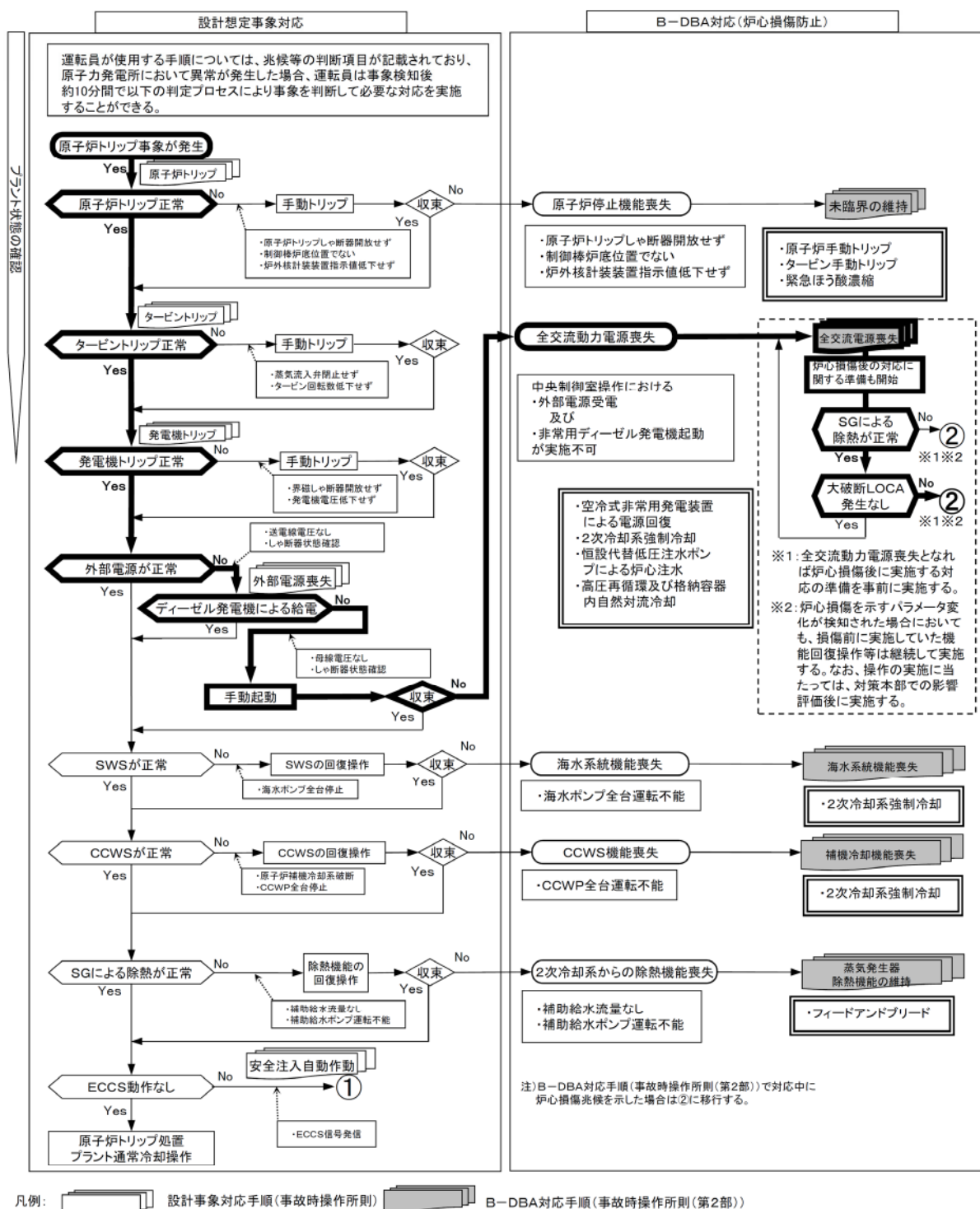
上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に連絡連絡を行う。
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各種作業条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは設備等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出)。

第 7.2.1.1.3 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) (1/2)

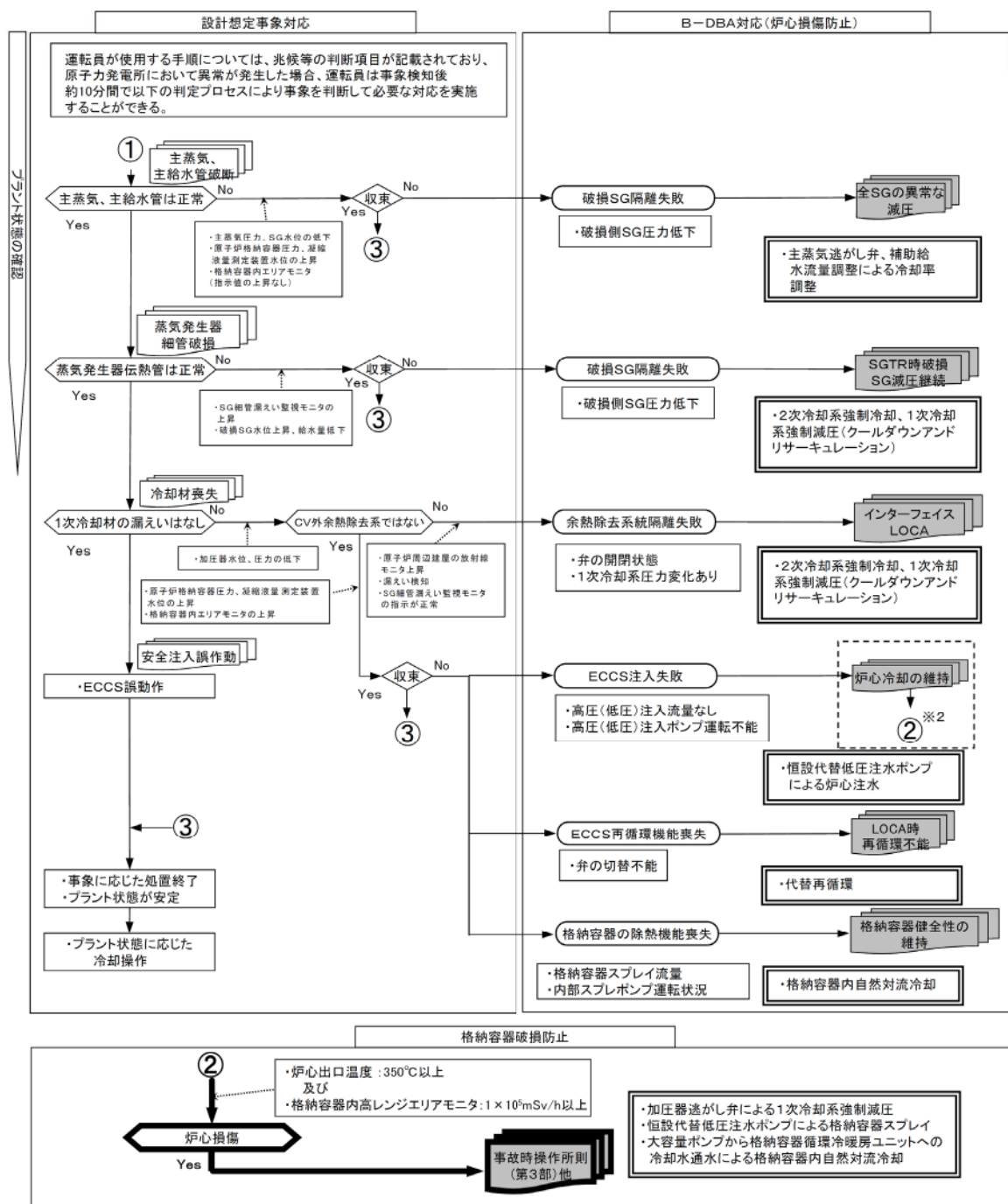


※1: 蒸気発生器への注水準備は、緊急安全対策要員により事故発生後(ルート復旧後)速やかに開始とした。

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)(2/2)



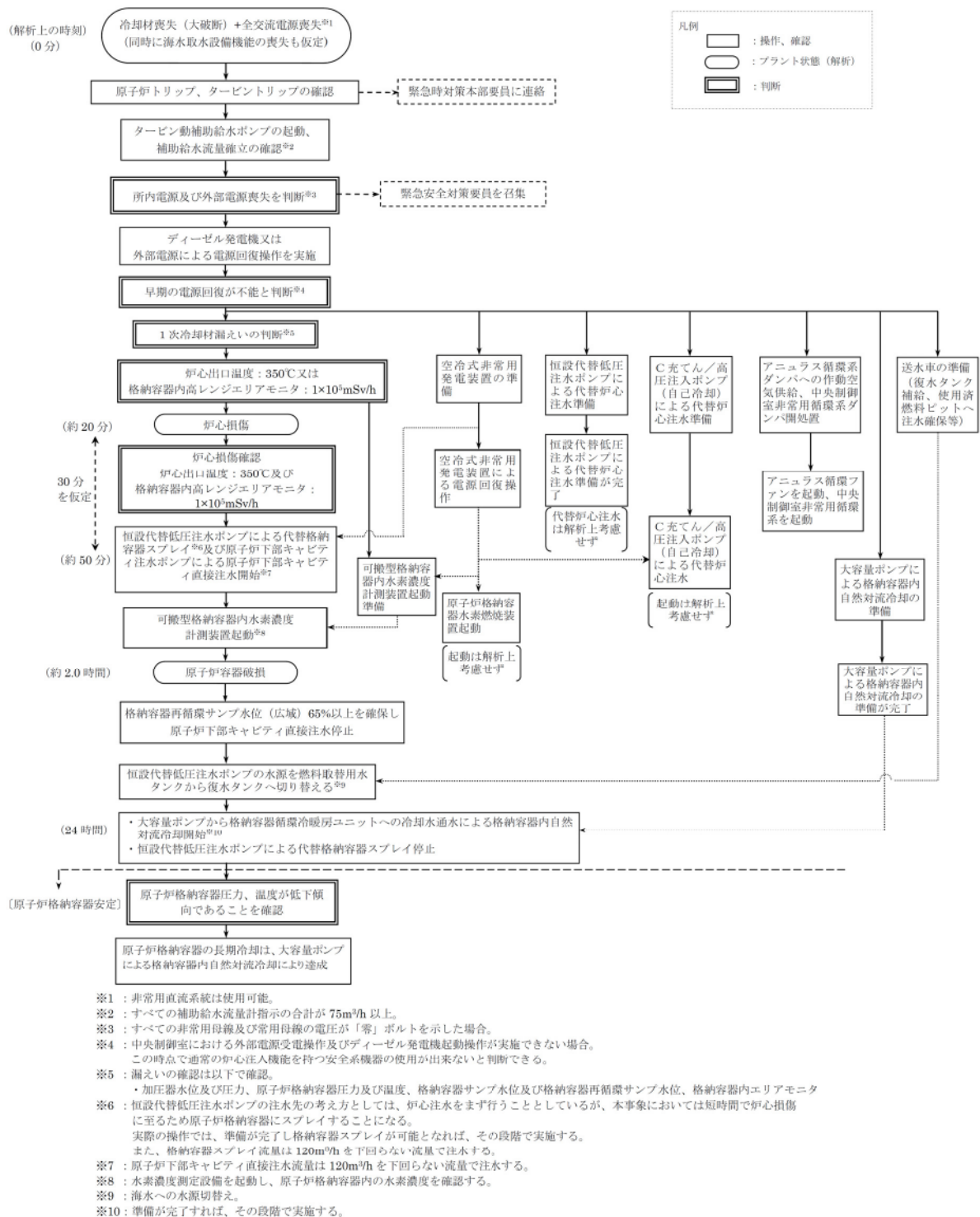
第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（判定プロセス）
（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入
機能が喪失する事故）（1/2）



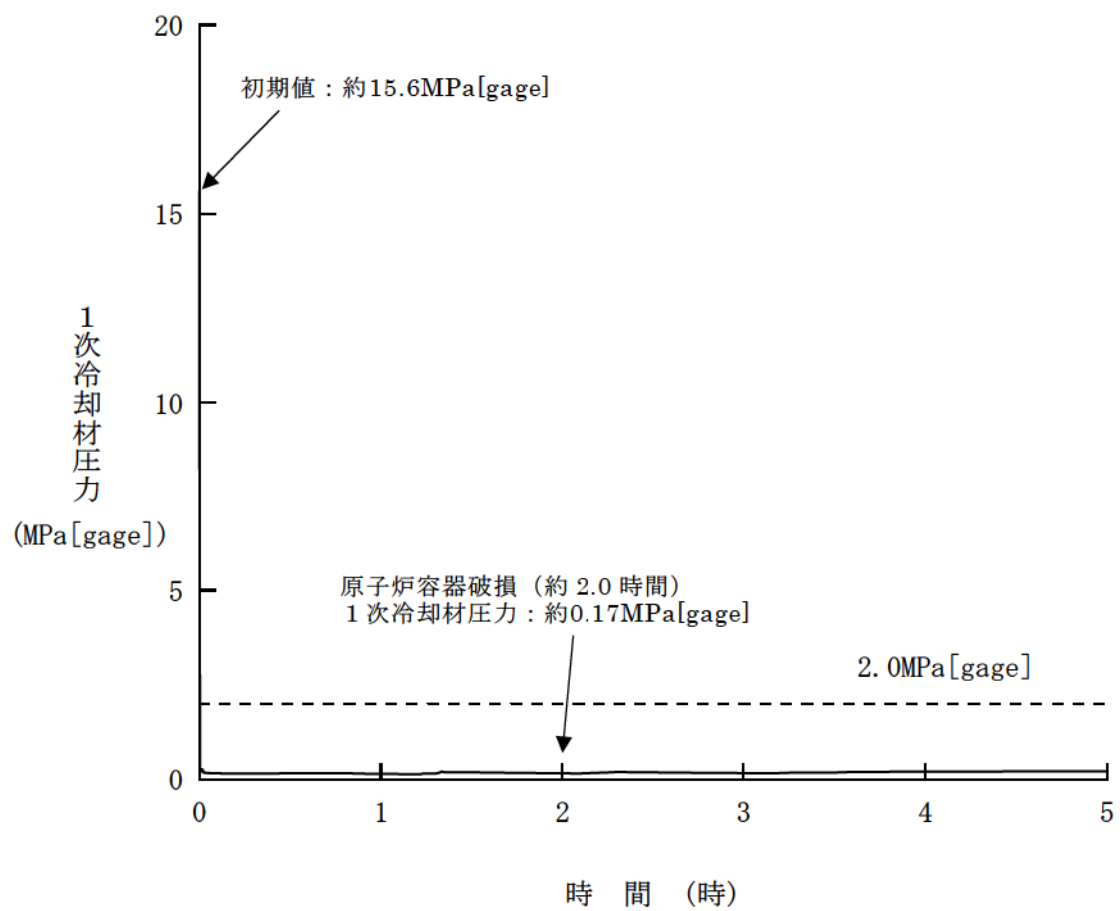
凡例： 設計事象対応手順（事故時操作所則） B-DBA対応手順（事故時操作所則（第2部）及び事故時操作所則（第3部））

注：太線はプロセスの流れを示す

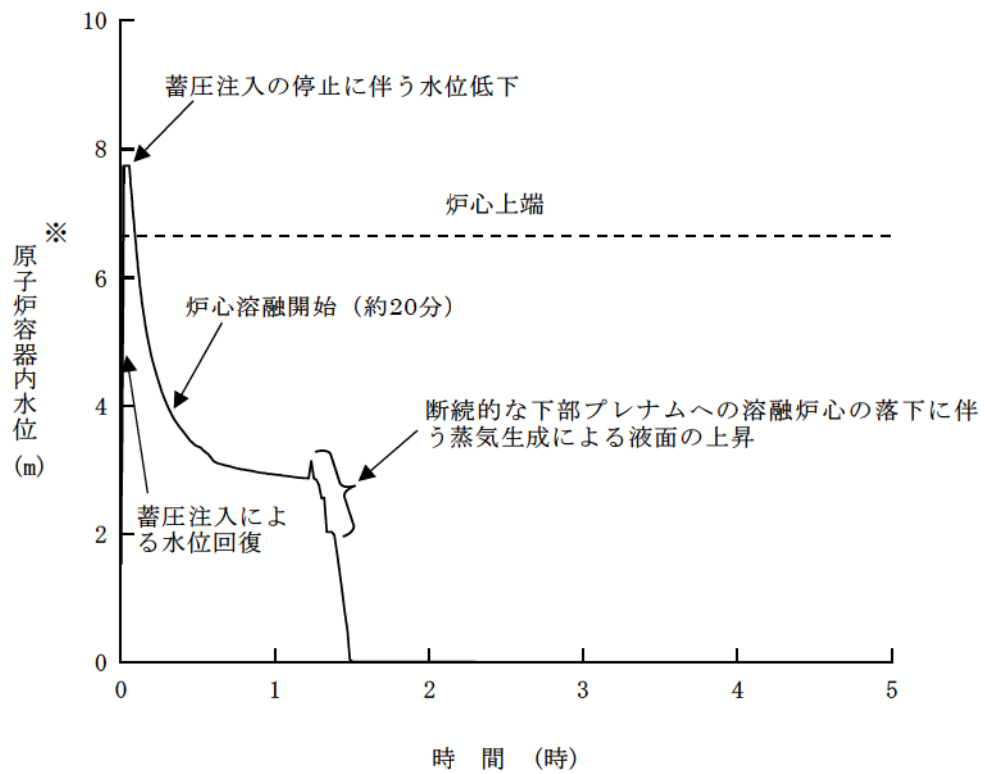
第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（判定プロセス）
（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）



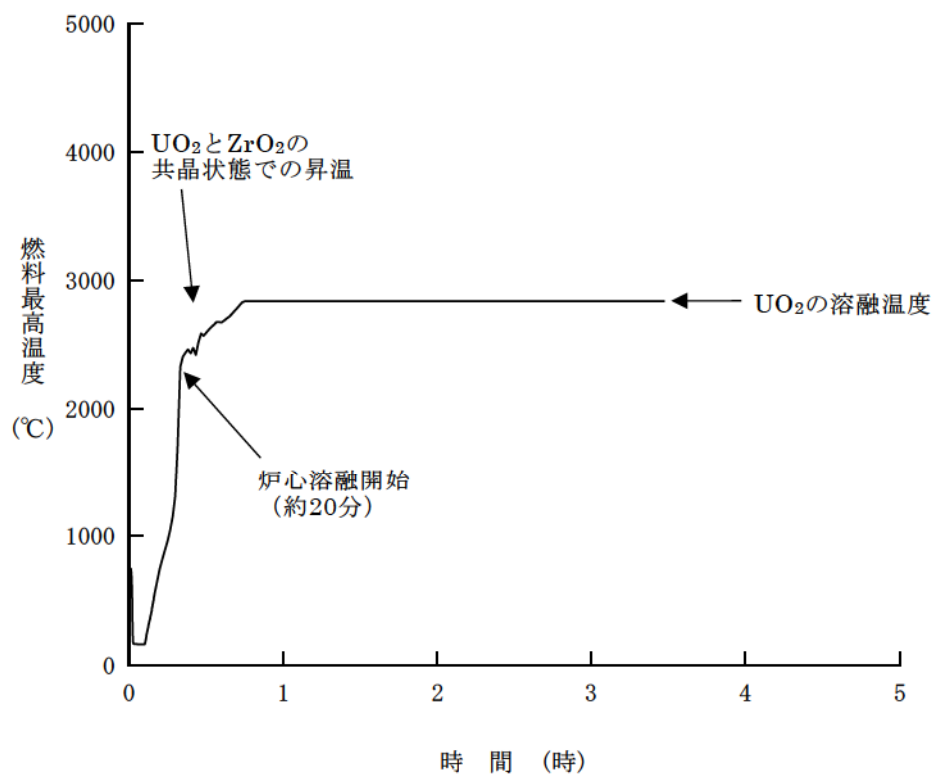
第 7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（対応手順の概要）
（大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入
機能が喪失する事故）



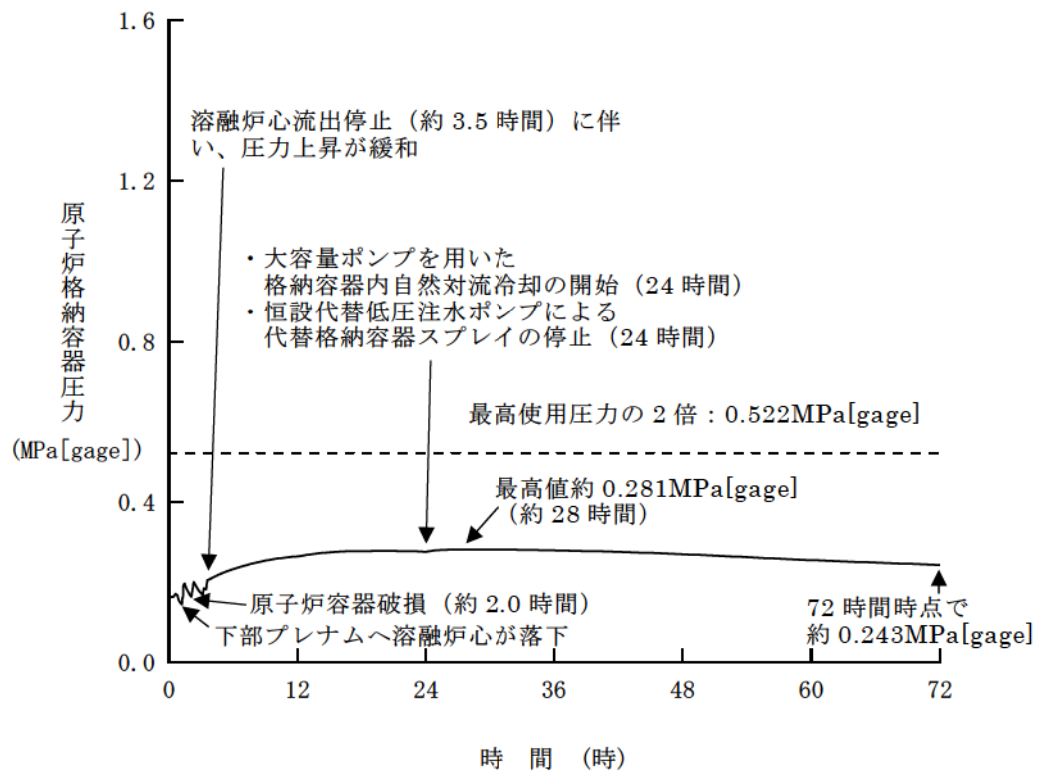
第 7.2.1.1.6 図 1 次冷却材圧力の推移



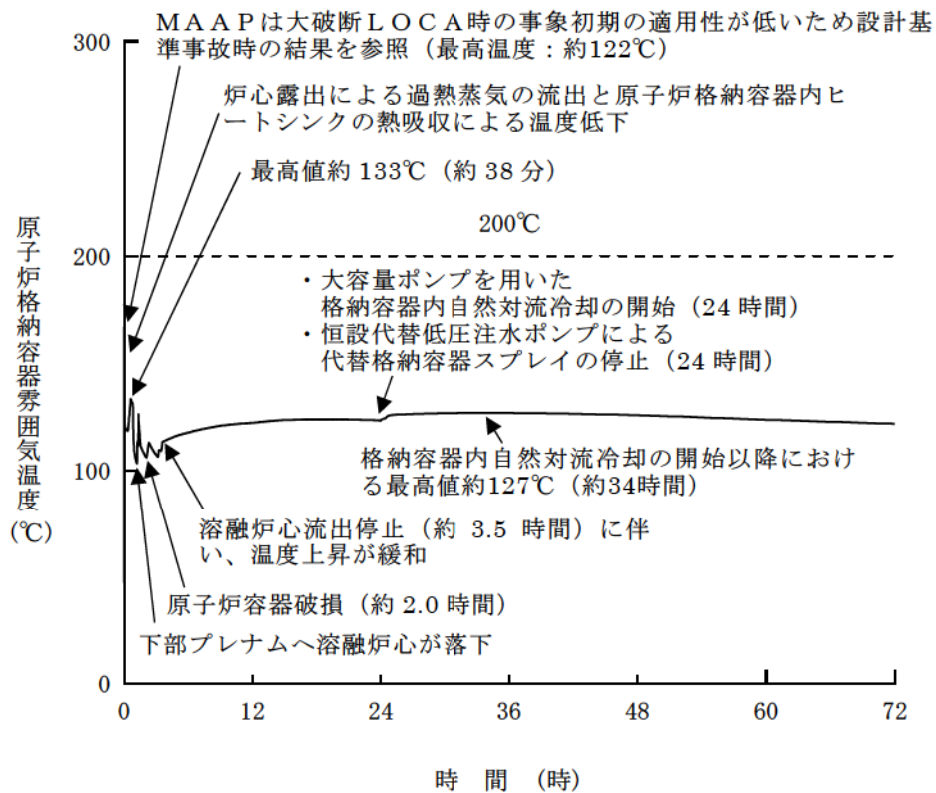
第 7.2.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移



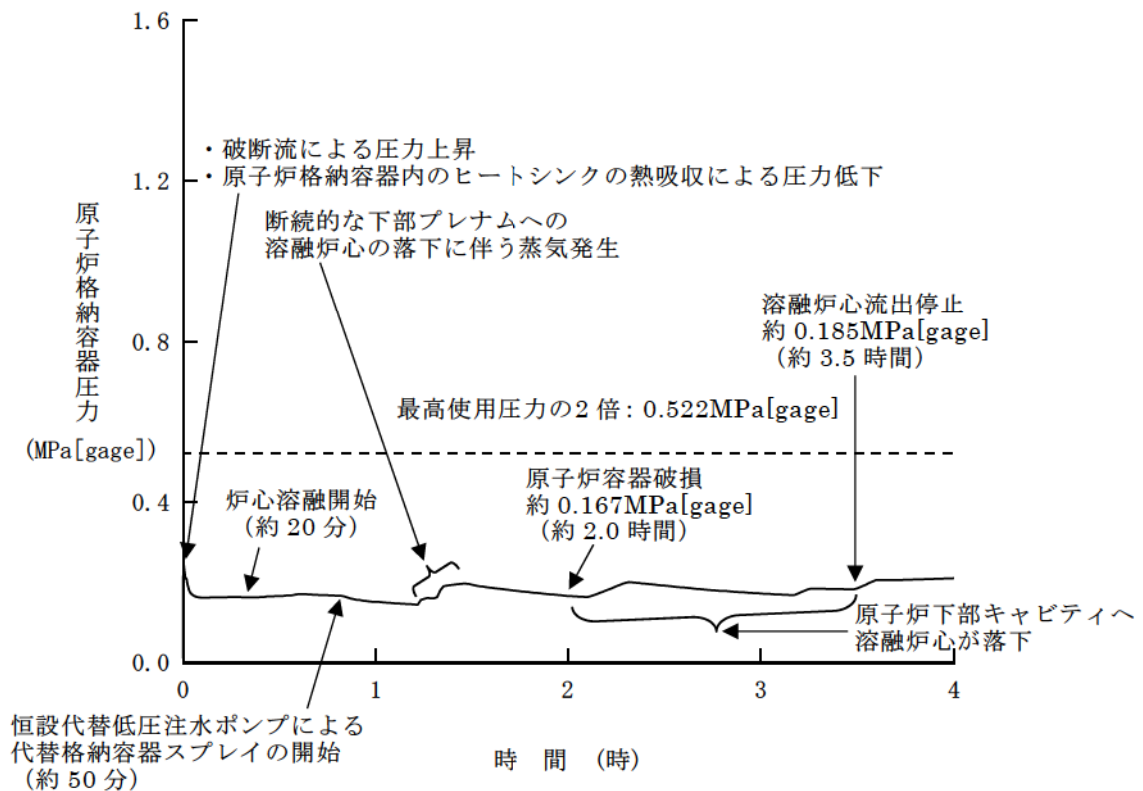
第 7.2.1.1.8 図 燃料最高温度の推移



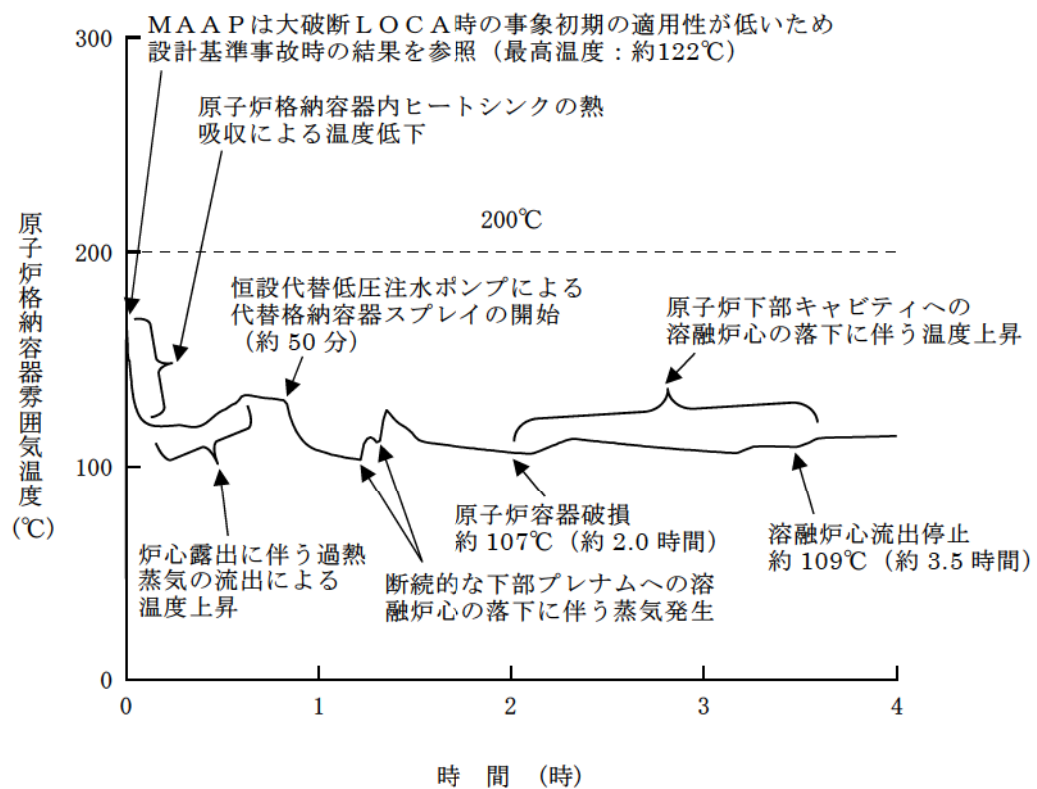
第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移



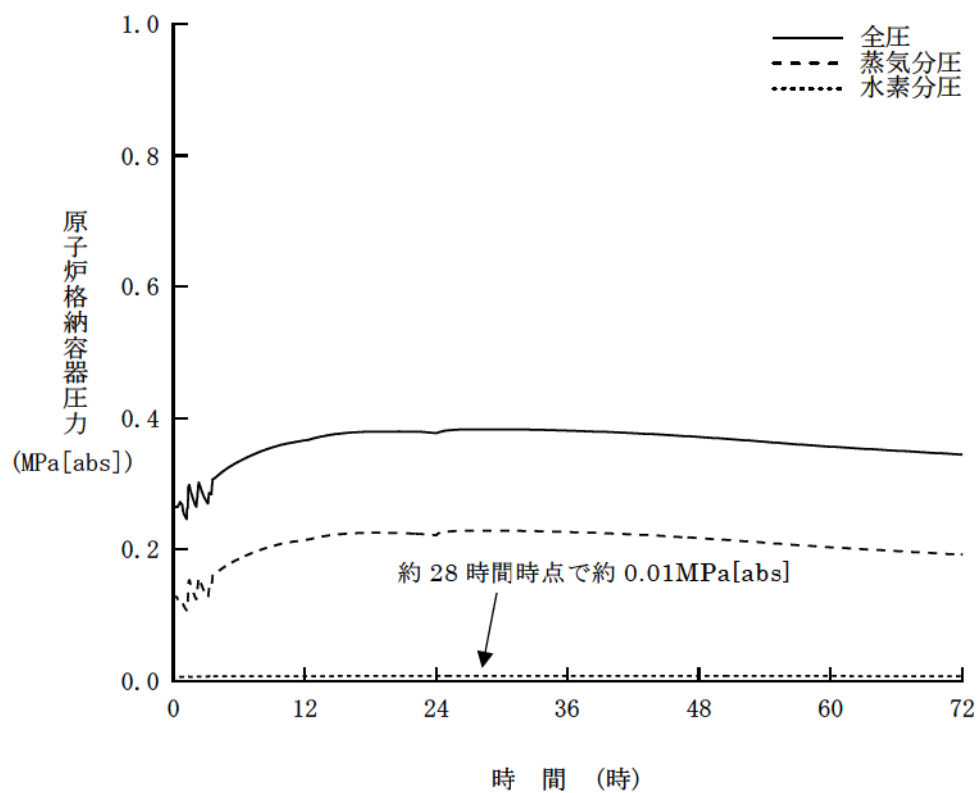
第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



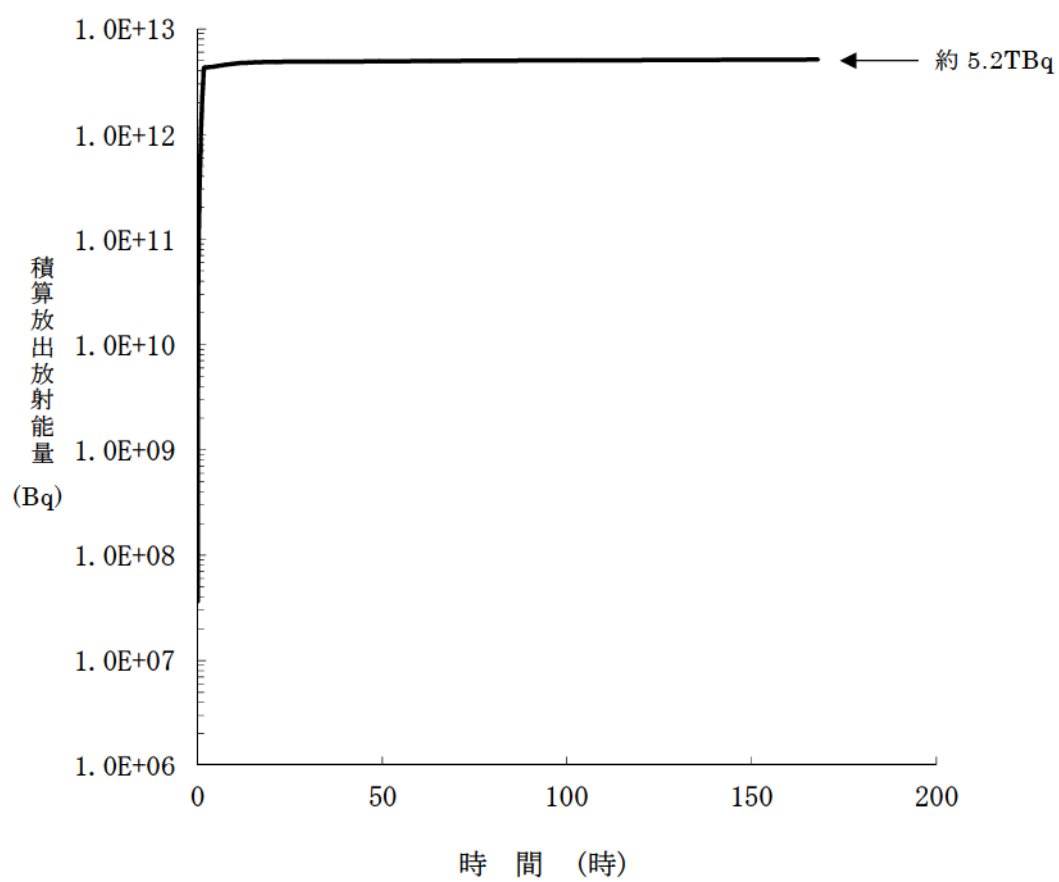
第 7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (～4 時間)



第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～4 時間)

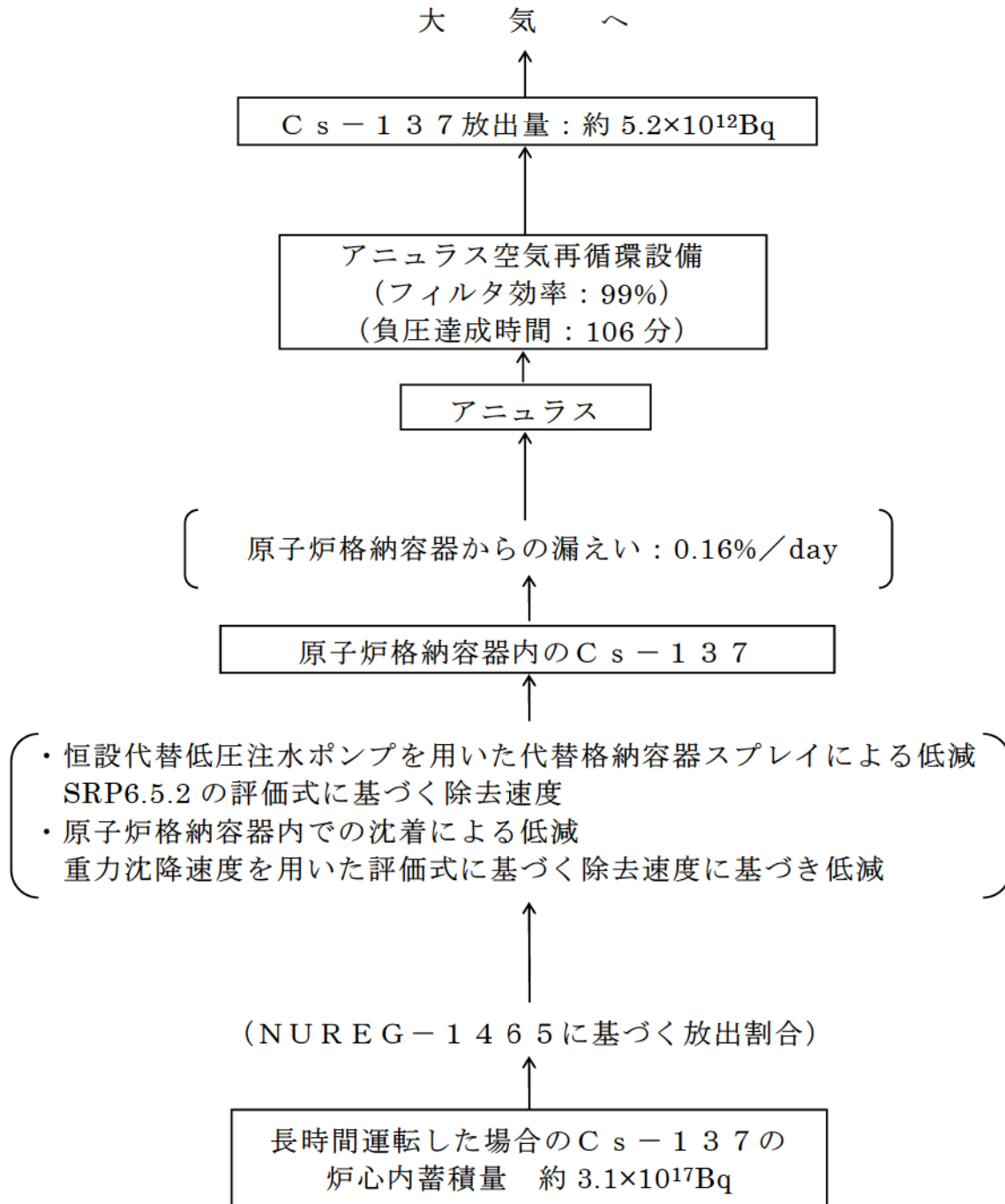


第 7.2.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移

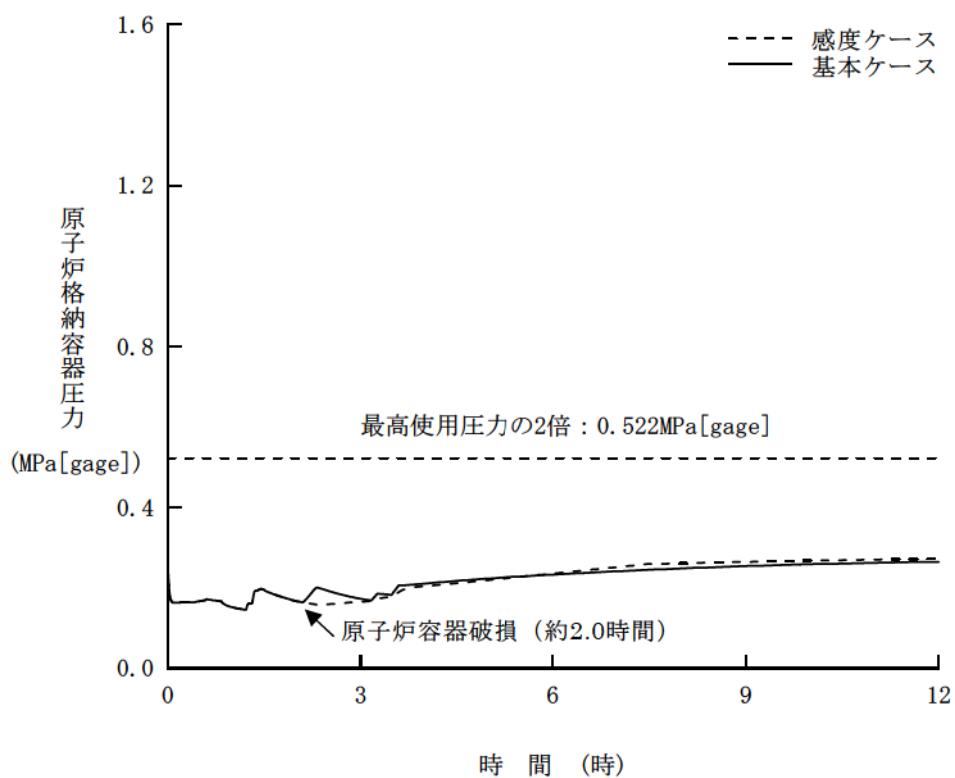


第 7.2.1.1.14 図 Cs-137 の積算放出放射能量の推移

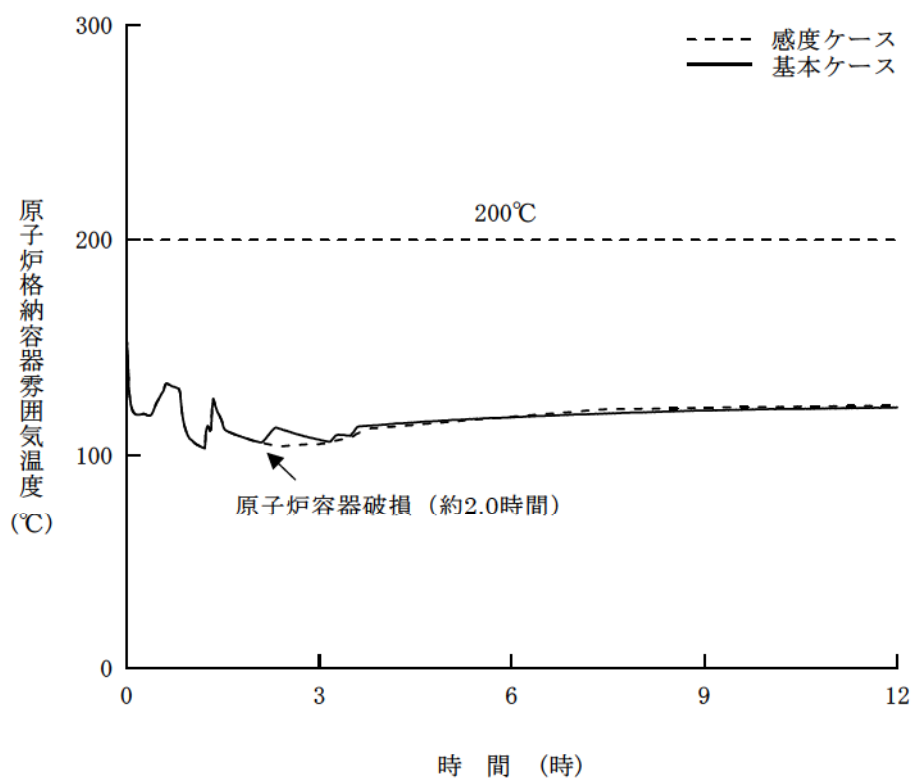
単位：Bq（GROSS 値）



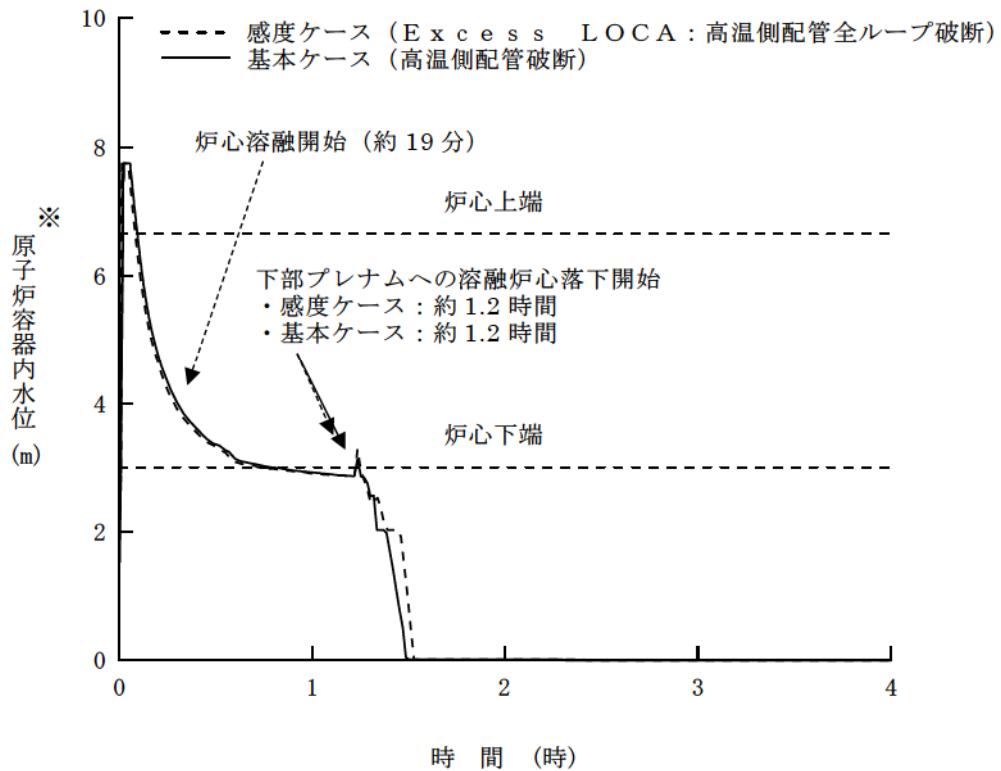
第 7.2.1.1.15 図 $Cs-137$ の大気放出過程



第 7.2.1.1.16 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)

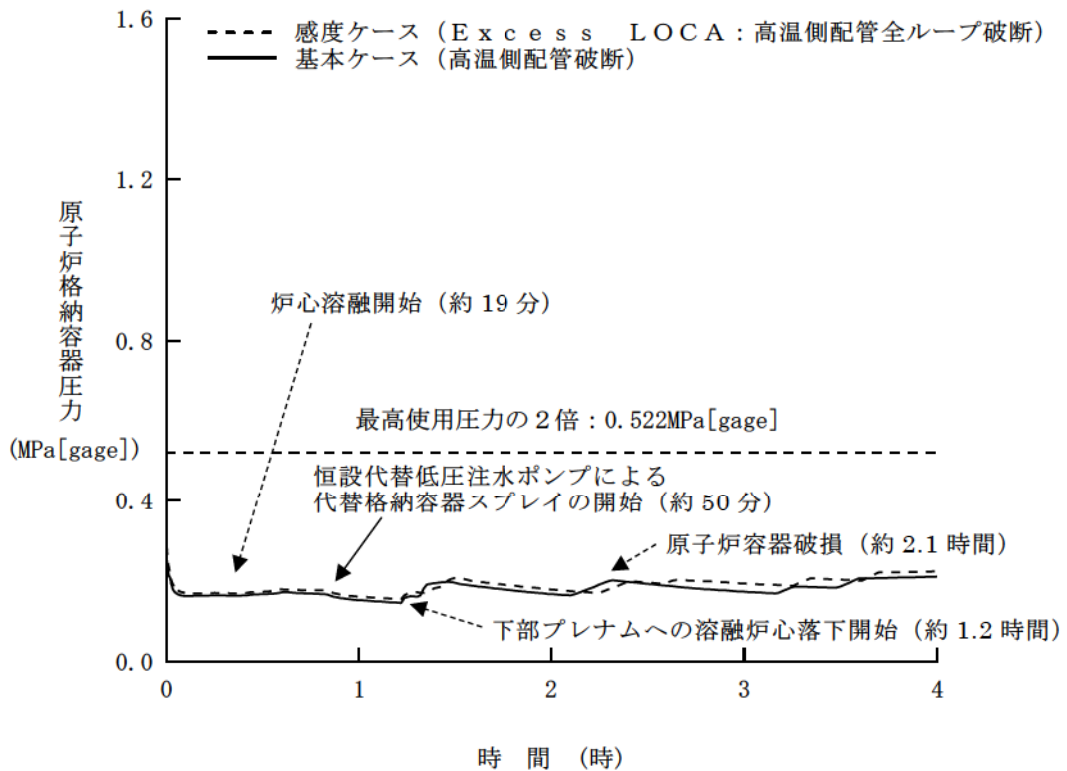


第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

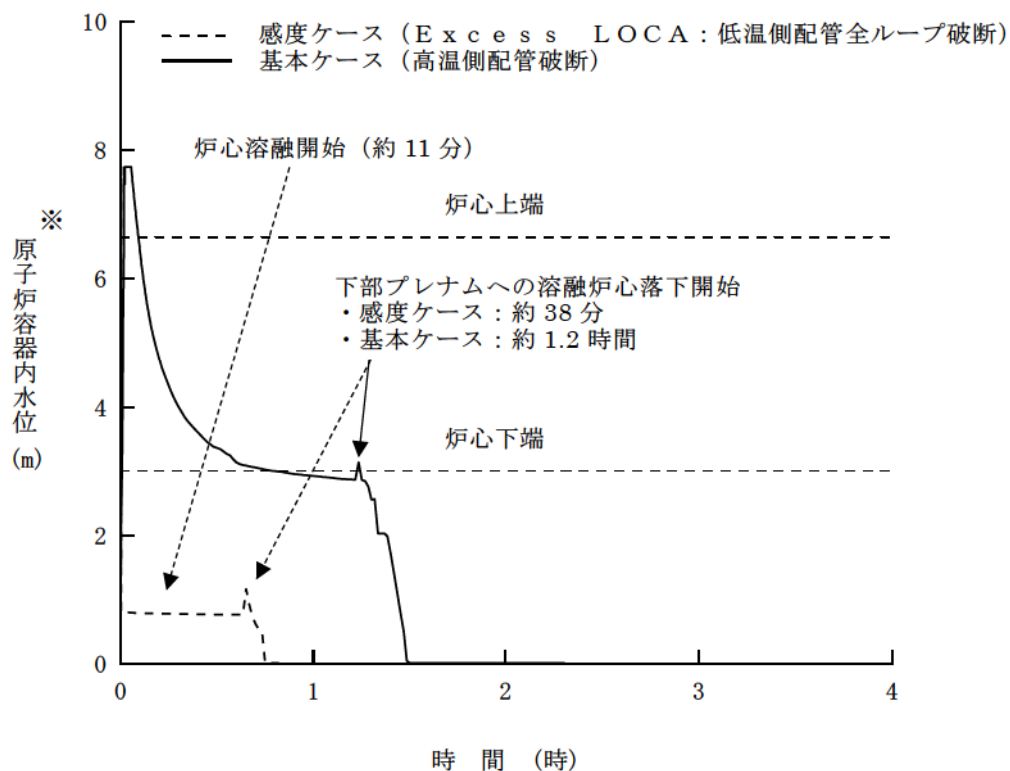


※: 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.18 図 原子炉容器内水位の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

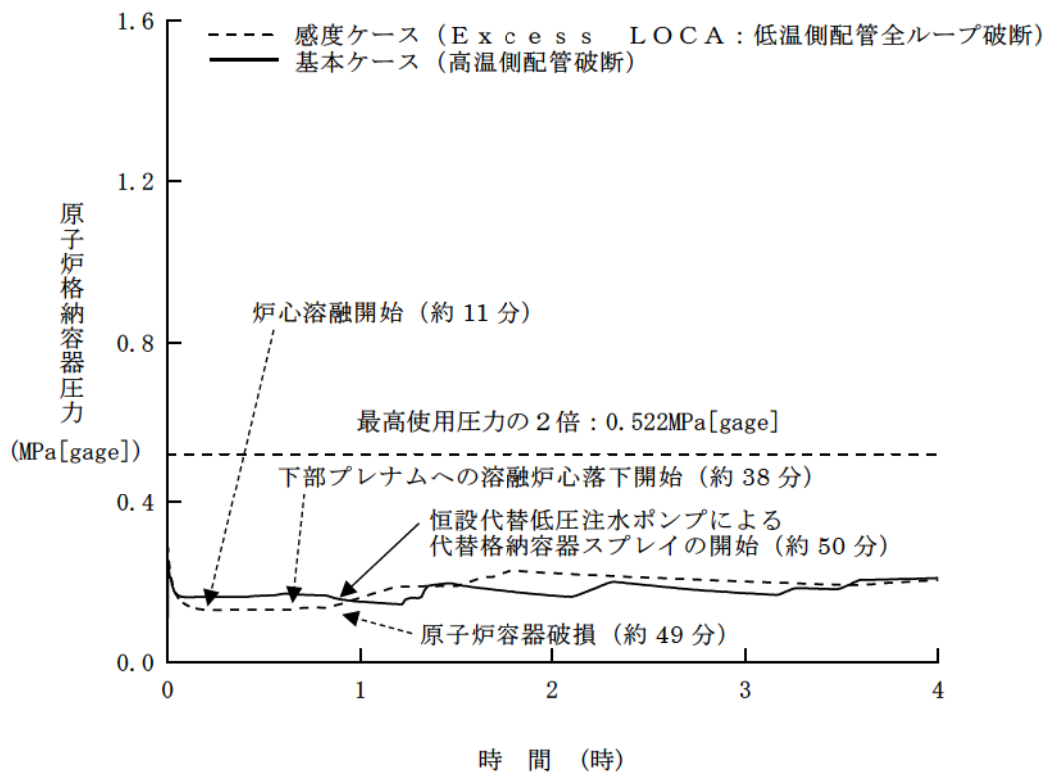


第 7.2.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

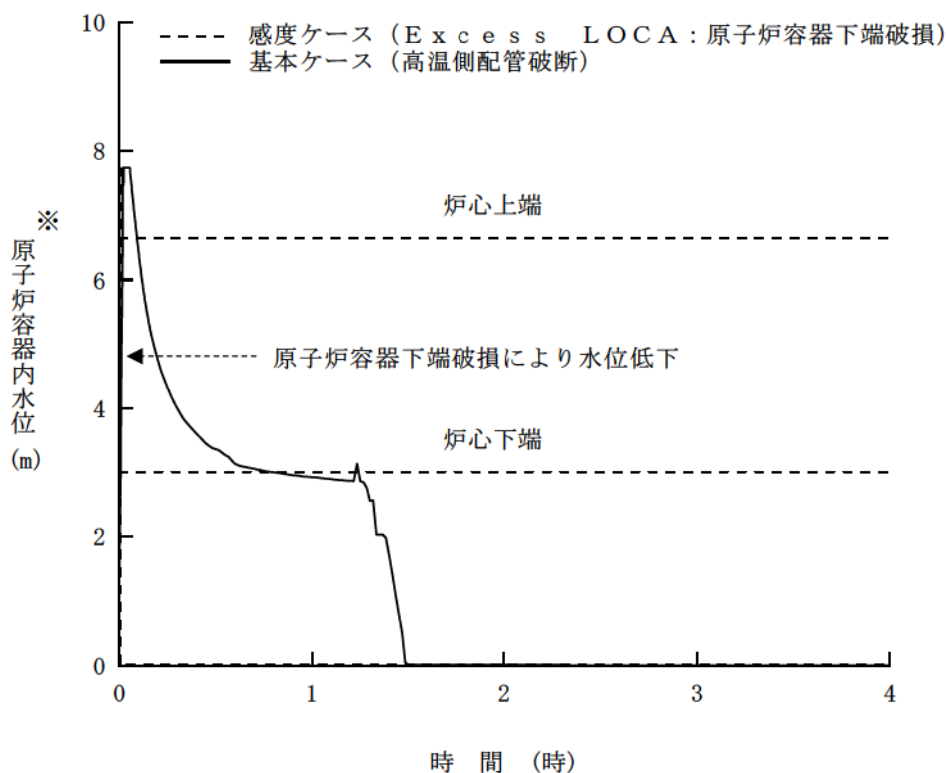


※: 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

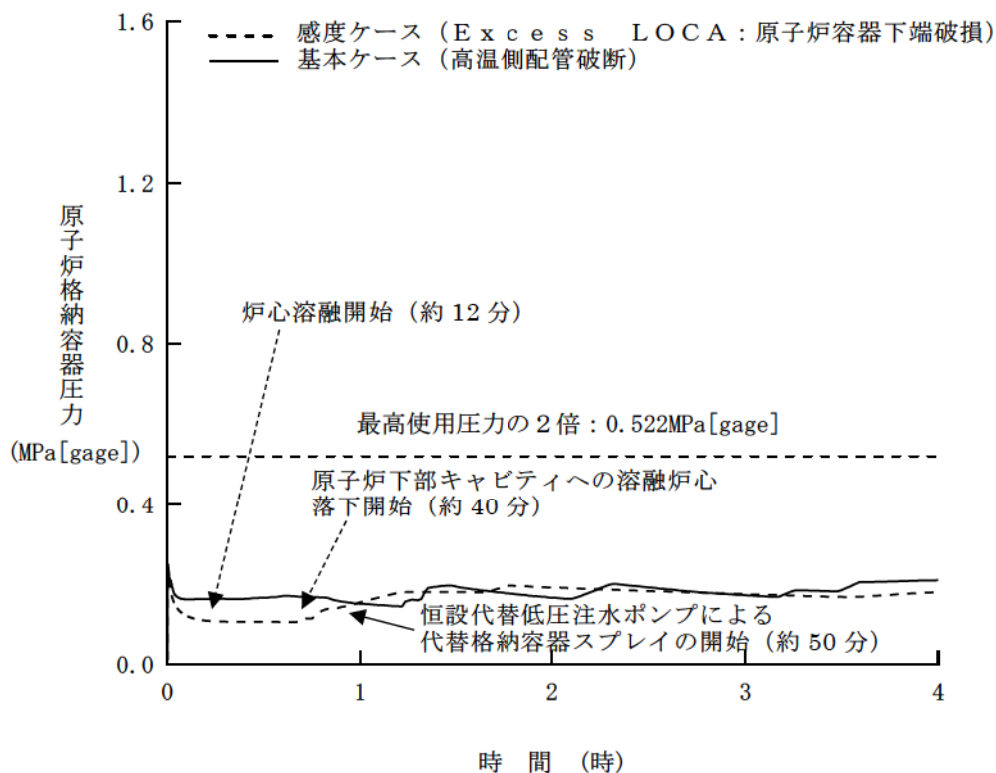


第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

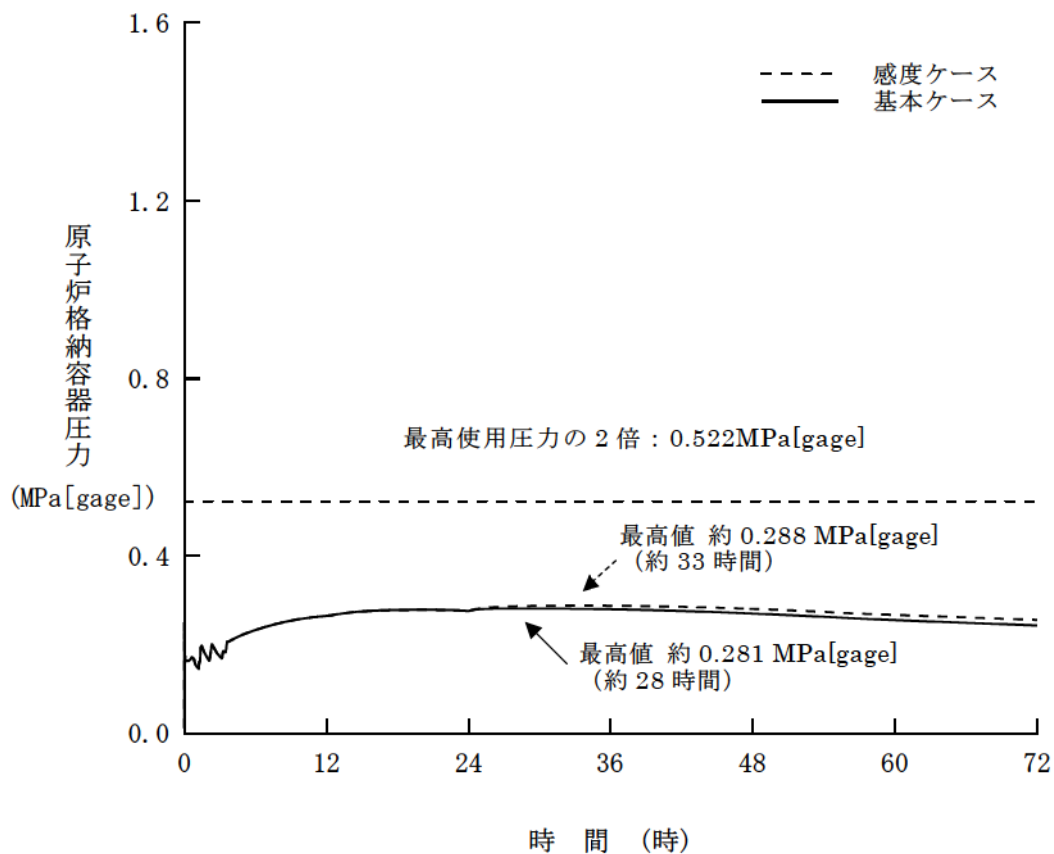


※ : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

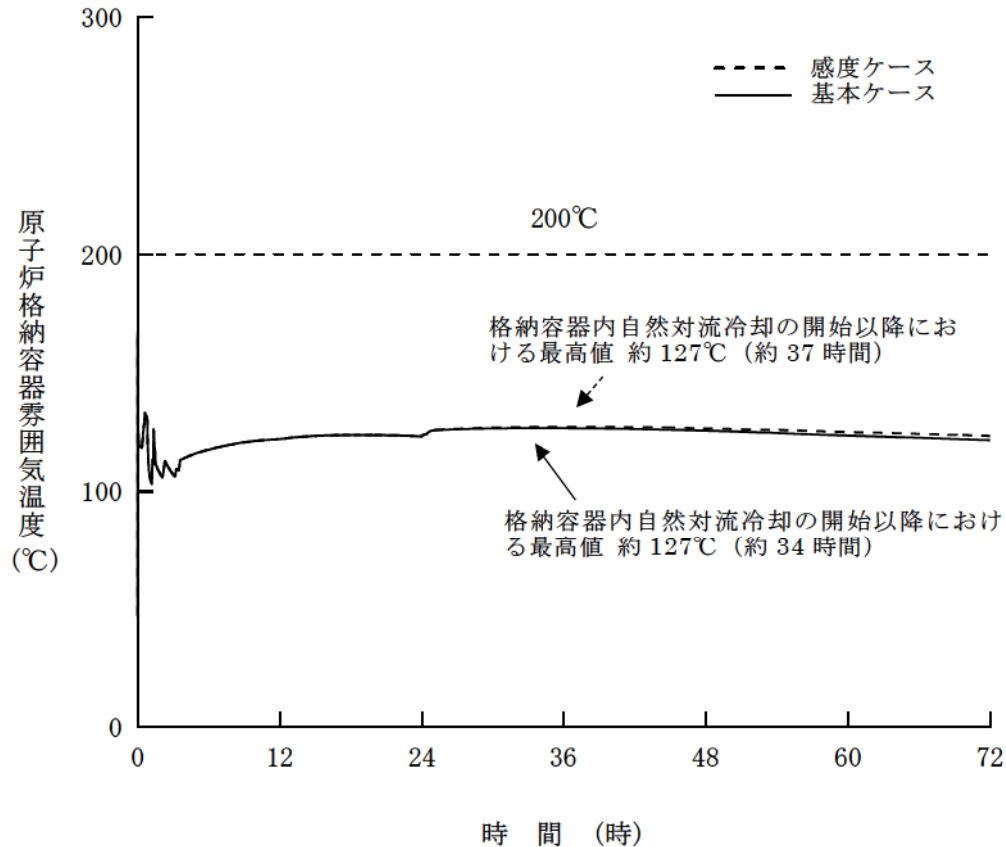
第 7.2.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



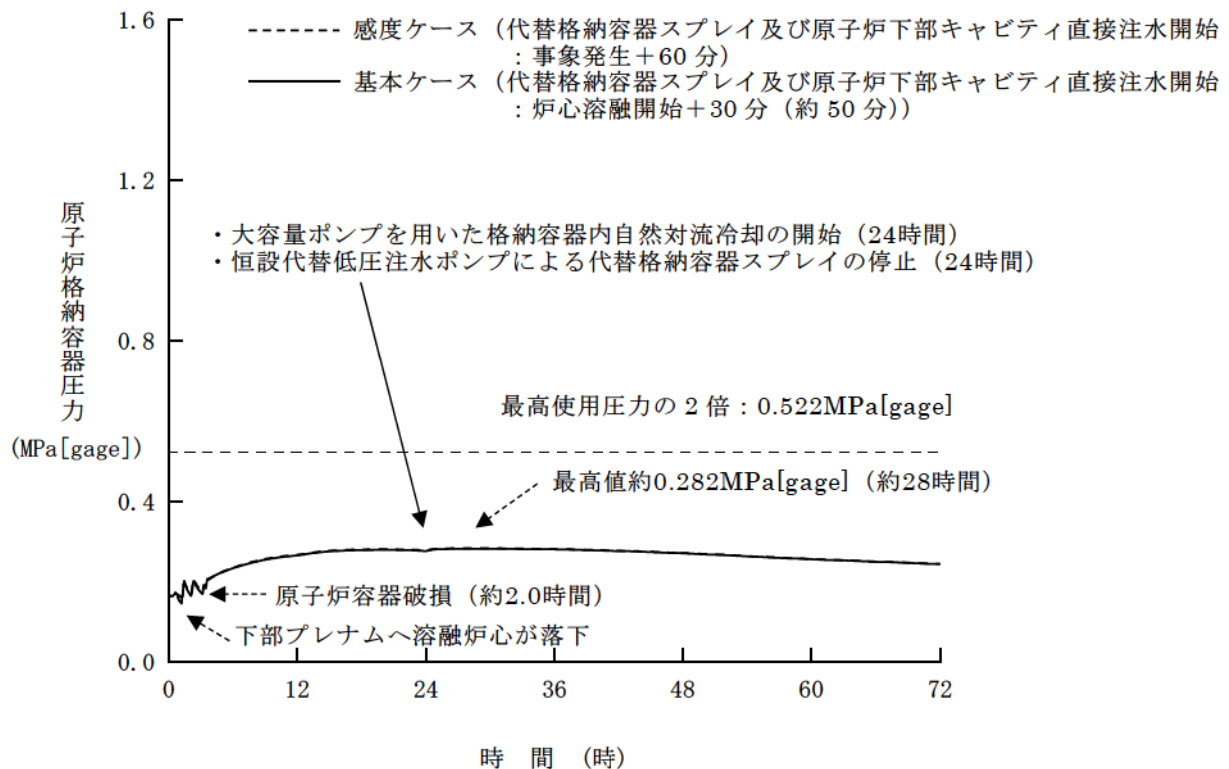
第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)

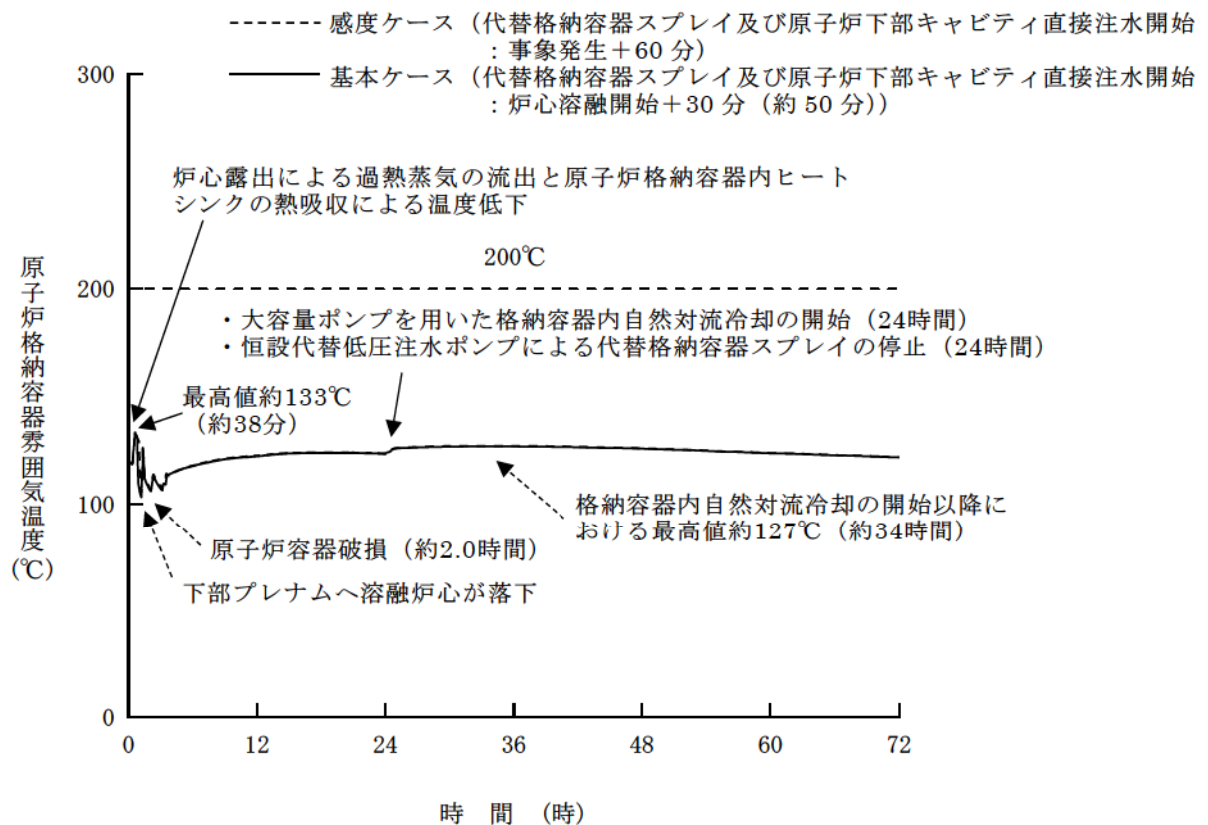


第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



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 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(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)

7.2.1.2 格納容器過温破損

7.2.1.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、TED、SED、SLW、AEW、AED、SEW及びTEW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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器雰囲気温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次冷却系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

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

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。

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

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。

本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.2.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2(1)有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉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36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1名、運転操作対応を行う運転員7名である。発電所構内に常駐

している要員のうち、緊急安全対策要員は 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 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.2.1.2.3 図に示す。なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、36 名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

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

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

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

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス循環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、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送

水車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

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

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 補助給水系の機能喪失の判断

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

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

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

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

g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動

非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水

素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備

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

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

i. 炉心損傷の判断

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

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側広域温度等である。

j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認

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

k. 水素濃度監視

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

l. 1次冷却系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、冷却材圧力（広域）計指示が $2.0 \text{MPa}[\text{gage}]$ 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。

1 次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、冷却材圧力（広域）である。

m. 代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ直接注水

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

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

代替格納容器スプレイに必要な計装設備は格納容器圧力（広域）等であり、原子炉下部キャビティ直接注水に必要な計装設備は、格納容器再循環サンプ水位（広域）等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 65%以上となれば、格納容器スプレイ再循環運転への切替えを実施し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的

に行われていることを確認する。

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

n. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動

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

o. 格納容器内自然対流冷却

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

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

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、原子炉容器破損時に高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい。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、温度上昇が抑制されないという観点から厳しい。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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポン

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

本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過温破損に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

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

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

- ・区画間の流動

- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スpray冷却
- ・ 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- ・ 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。

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。

さらに、本評価事故シーケンスでは炉心部に残存する損傷燃料（以下「残存デブリ」という。）の量は極く少量となるが、実機を想定した場合、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.1.2.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。
また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

「7.2.1.2.2(2)a.(b) 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する。

(d) R C P シール部からの漏えい率

WCAP-15603 のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として、冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 $4.8\text{m}^3/\text{h}$ (21gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 0.3cm を設定する。また、冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力を高くする観点から考慮しないものとする。

(e) 水素の発生

水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、M A A P では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

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については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで 1 次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、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）

4.04MPa[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) 加圧器逃がし弁

1 次冷却系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁 2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は、設計値である 95t/h とする。

(c) 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

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として 120m³/h とする。

(d) 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

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の冷却に必要な注水流量を考慮し、設計上期待できる値として 120m³/h とする。

(e) 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

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が、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」にて考慮する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 10 分後に開始するものとする。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとする。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）69%到達

(原子炉格納容器保有水量 1,700m³相当)、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生 of 24 時間後に停止するものとする。

- (c) 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は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとする。また、格納容器再循環サンプ水位(広域)が 65%に到達した後に停止するものとする。なお、格納容器再循環サンプ水位(広域) 65%は連通管上端位置(格納容器再循環サンプ水位(広域)約 62%相当)を上回る水位である。
- (d) 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は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生 of 24 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.1.2.4 図及び第 7.2.1.2.5 図に、原子炉容器内水位等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.2.1.2.6 図及び第 7.2.1.2.7 図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.2.1.2.8 図から第 7.2.1.2.11 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉が自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1 次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が動作する。この間、1 次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生 of 約 3.5 時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始の 10 分後、事象発生 of 約 3.6 時間後に

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始の 30 分後、事象発生約 4.0 時間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直接注水を開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、事象発生約 24 時間後に大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生約 25 時間後、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約 32 時間後に低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは 1 次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいは R C P シール部からのシールリークのみを想定していることから、1 次冷却材が高温となり、原子炉容器ふたフランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初に R C P シール L O C A が発生することで 1 次冷却材の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第 7.2.1.2.8 図に示すとおり、事象発生約 15 時間後に最高値約 0.305MPa[gage]となる。また、格納容器内自然対流冷却開始後である事象発生約 25 時間後に約 0.279MPa[gage]に到達した後は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.522MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器雰囲気温度は第 7.2.1.2.9 図に示すとおり、事象発生約 15 時間後に最高値約 138℃となる。また、格納容器内自然対流冷却開始後である事象発生約 32 時間後に約

131℃に到達した後は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回る。

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

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(4)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、評価項目を満足することを確認する。

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

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(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。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第 7.2.1.2.10 図に示すとおり、全圧約 0.4MPa[abs]に対して約 0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の 75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒

式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約 2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍(0.522MPa[gage])及び 200℃を下回る。

第 7.2.1.2.8 図及び第 7.2.1.2.9 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生約 25 時間後、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約 32 時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気温度を低減することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水の開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作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に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の 10 分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作及び原子炉下部キ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の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について 1 割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が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における原子炉容器破損・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。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、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の流動、並びに構造材との熱伝

達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について 1 割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・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いることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－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

ていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.2.1.2.2 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、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク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加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水操作の開始が遅くなる。

また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。

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、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器雰囲気温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器循環冷暖房ユニットの除熱性能が低下するが、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

加圧器逃がし弁の開操作は、第 7.2.1.2.3 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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。

代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水の開始操作は、第 7.2.1.2.3 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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。

代替格納容器スプレイの再開操作は、代替格納容器スプレイ

開始操作と同一運転員等による操作であり、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。

格納容器内自然対流冷却の操作は、第 7.2.1.2.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一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

炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心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格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の 20 分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操

作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレイ操作の開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉下部キャビティ直接注水操作の開始が早くなった場合は原子炉下部キャビティの蓄水が早まるが、熔融炉心落下時点においては原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に十分な水量が確保されていることから、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生量に与える影響は小さい。以上より、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、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、原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで操作開始が遅くなるが、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生約 7.5 時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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。

加圧器逃がし弁の開操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作開始を 10 分遅くした場合の感度解析結果を第 7.2.1.2.12 図及び第 7.2.1.2.13 図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍

(0.522MPa[gage])及び 200℃に対して十分余裕があるため、炉心溶融開始から 20 分以上の操作時間余裕があることを確認した。

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の解析上の開始時間は、事象発生後の 24 時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器循環冷暖房ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が 7,000m³以下であれば、格納容器循環冷暖房ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が 7,000m³に到達するまでの時間を評価した。原子炉下部キャビティ直接注水による注水量を考慮し、代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生後の 24 時間後から 32 時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価

大量の残存デブリが存在することを想定し、原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイ水を流入させて炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることによる残存デブリの冷却性を評価した。その結果、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が原子炉格納容器内の蒸気の過熱に寄与するという保守的な条件においても、露出した残存デブリが全溶融炉心の 19%以下であれば、その崩壊熱は原子炉格納容器内で発生する水分量をすべて蒸発させるために必要なエネルギーを下回ることを確認した。全溶融デブリの 19%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、残存デブリの冷却性は確保できる。

(5) まとめ

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

結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニット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。

7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、3号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり36名である。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54名で対処が可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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

恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンクを水源とし、水量1,325m³の使用が可能であることから、事象発生約4.0時間後から約6.9時間後までの原子炉下部キャビティ直接注水(120m³/h)を考慮しても、事象

発生約 4.0 時間後から約 12.1 時間後までのスプレイ継続 (120m³/h) が可能である。以降は、水源を復水タンクに切り替え、送水車 (約 300m³/h (1 台あたり)) により復水タンクに海水を補給することにより、事象発生約 24 時間後の格納容器内自然対流冷却移行までの間、恒設代替低圧注水ポンプによりスプレイ継続が可能である。

b. 燃料

(a) 重油

空冷式非常用発電装置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 日間の運転継続には約 133.4kℓ 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。

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生約 11.5 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 35.2kℓ 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 176.9kℓ となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンクの合計油量のうち、使用可能量 (360kℓ) にて供給可能である。

(b) 軽油

復水タンク及び使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車については、事象発生約 3.6 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 5,891ℓ の軽油が必要となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油 6,200ℓ にて供給可能である。

c. 電源

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 622kW 必要となるが、

空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

7.2.1.2.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、L O C A、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、E C C S再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

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

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、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については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熔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」、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力については「7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、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」、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

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

重大事故等対策要員は、本格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して有効である。

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
 における重大事故等対策について(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、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 燃料油貯蔵タンク 蓄電池（安全防護系用）	可搬式オイルポンプ	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故等対策について(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、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、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 冷却材圧力（広域） 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） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
e. 補助給水系の機能喪失の判断	・ すべての補助給水流量計指示の合計が 75m ³ /h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。	【タービン動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】 【復水タンク】	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 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格納容器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。	—	—	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 格納容器スプレ流量積算 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） 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 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 燃料油貯蔵タンク	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 可搬式オイルポンプ	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備	・ 炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。	—	—	1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 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）
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 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 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）
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 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	—
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。	燃料油貯蔵タンク	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 大容量ポンプ タンクローリー 【可搬型アナユ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 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故等対策について(4/5)

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

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
	格納容器スプレイ系が作動している場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 65%以上となれば、格納容器スプレイ再循環運転への切替えを実施し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。			
n. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動	全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス循環系ダンプの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アニュラス循環ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタユニット 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	窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンプ作動用）	—
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 燃料油貯蔵タンク	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 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置 （格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

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

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

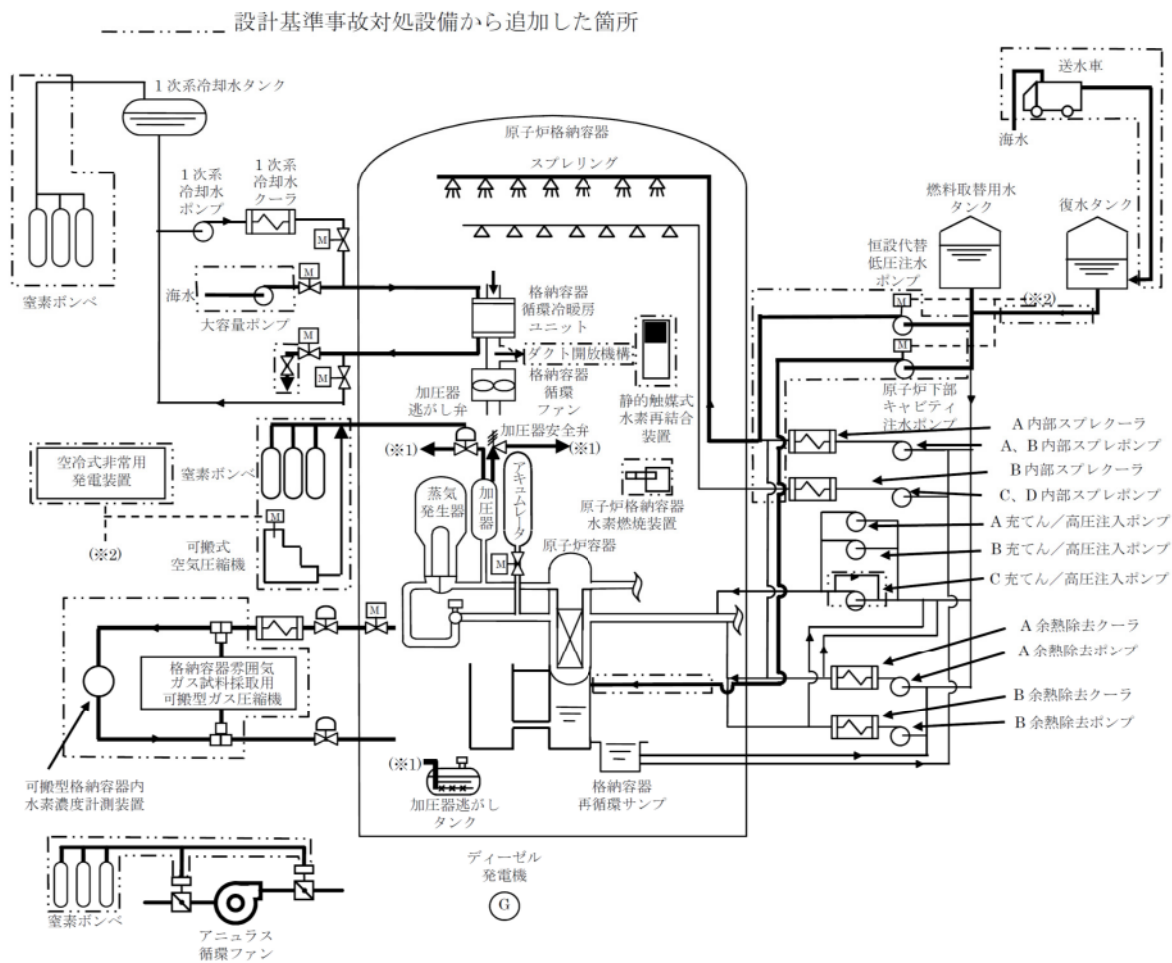
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	- 外部電源喪失時に非常用所内電源系統喪失 - 補助給水機能喪失 - 原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ直接注水及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
	R C P シール部からの漏えい率（初期）	約 4.8m ³ /h（1 台当たり） （事象発生時からの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

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

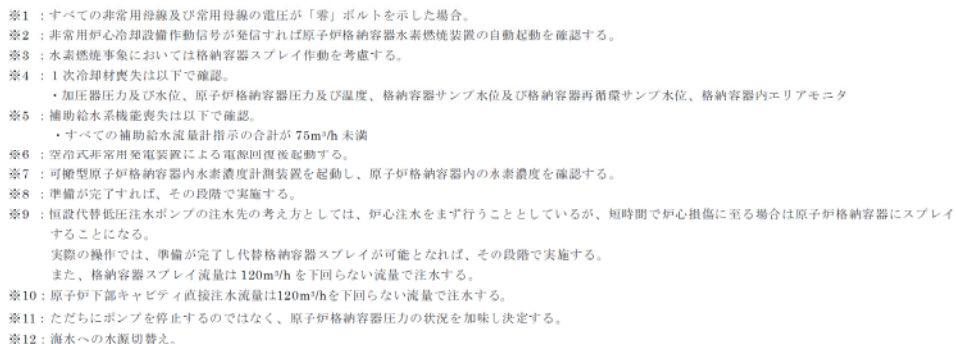
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	アキュムレータ保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）	最低の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h（1 個当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

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

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

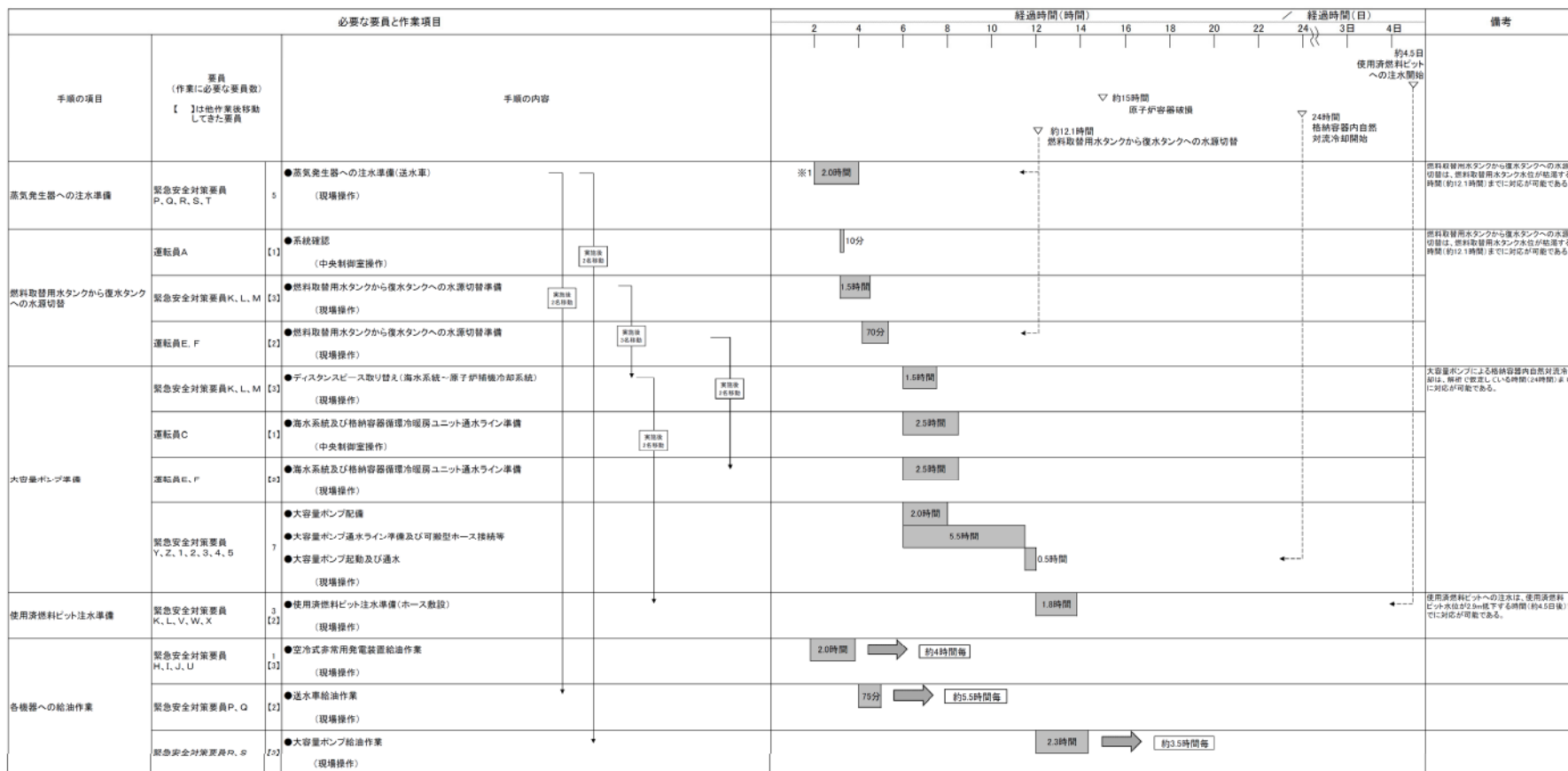


第 7.2.1.2.1 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
の重大事故等対策の概略系統図



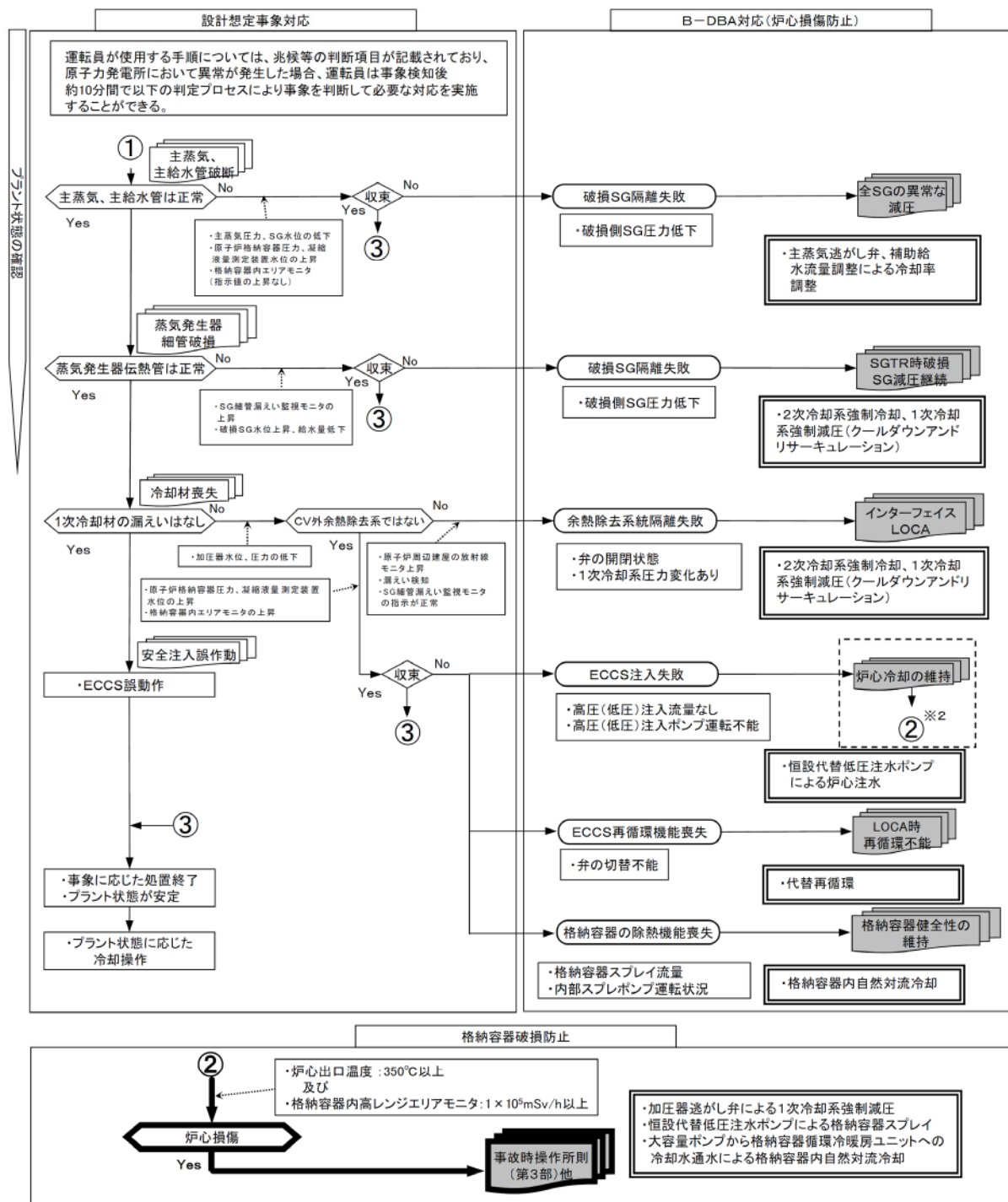
10-7-475

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



※1: 蒸気発生器への注水準備は、緊急安全対策要員により事故発生後(ルート復旧後)速やかに開始とした。

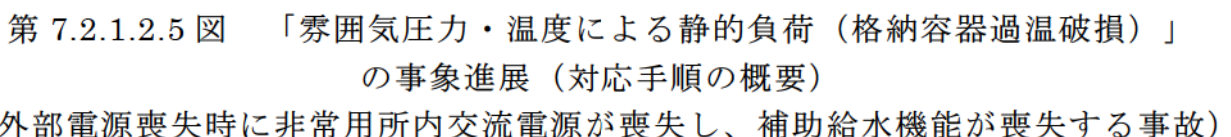
第 7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(2/2)

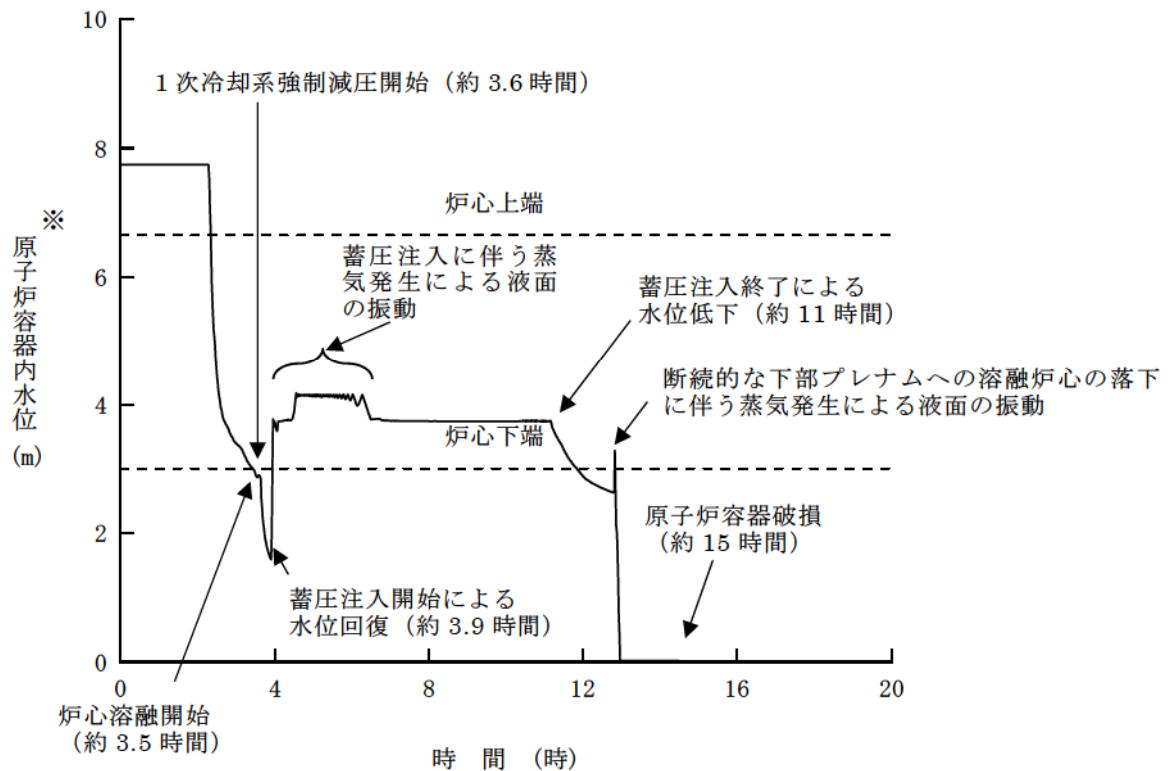


凡例： 設計事象対応手順（事故時操作所則） B-DBA対応手順（事故時操作所則（第2部）及び事故時操作所則（第3部））

注：太線はプロセスの流れを示す

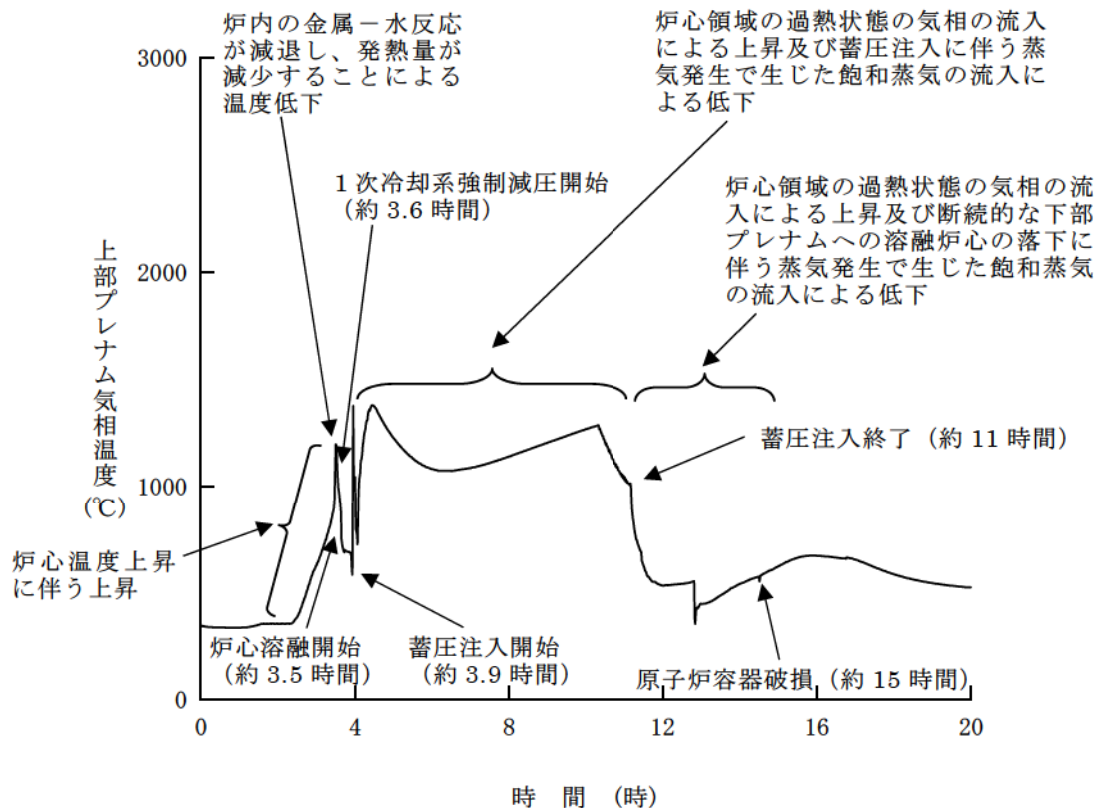
第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
の事象進展（判定プロセス）
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）
(2/2)



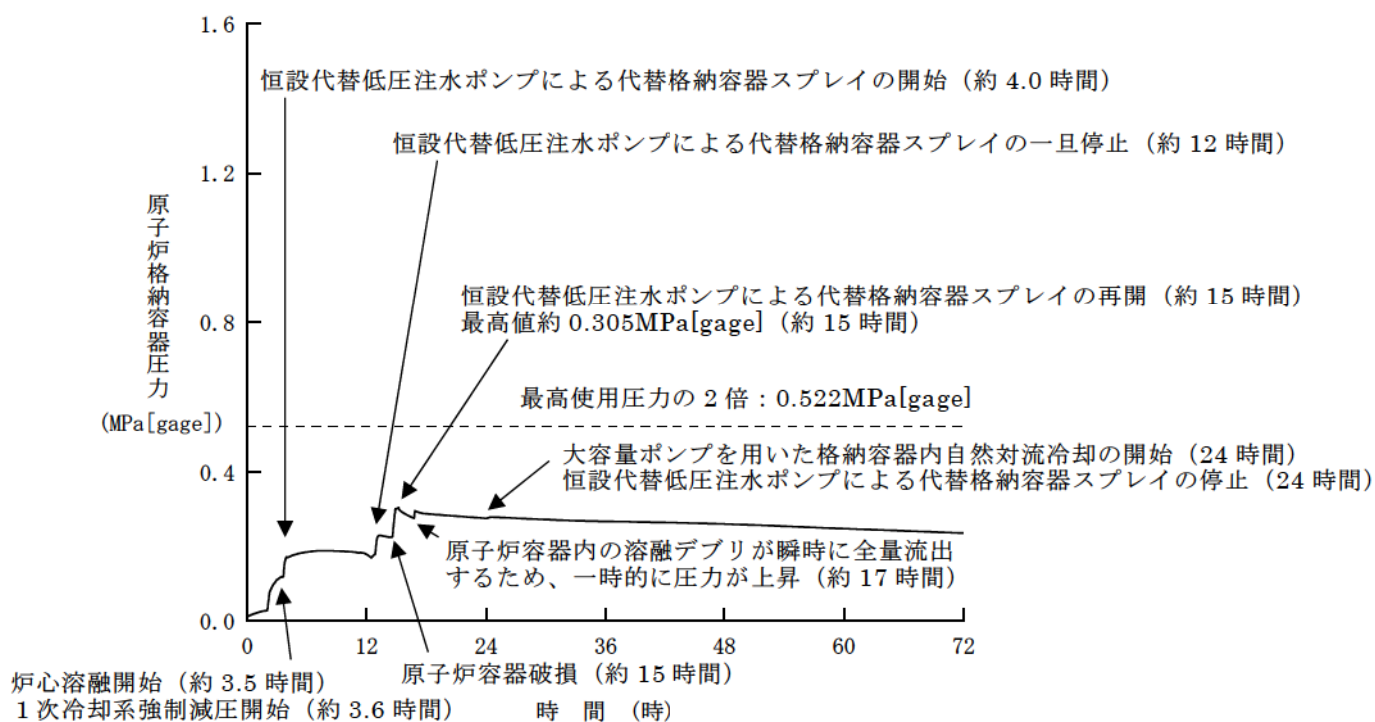


※：1 次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

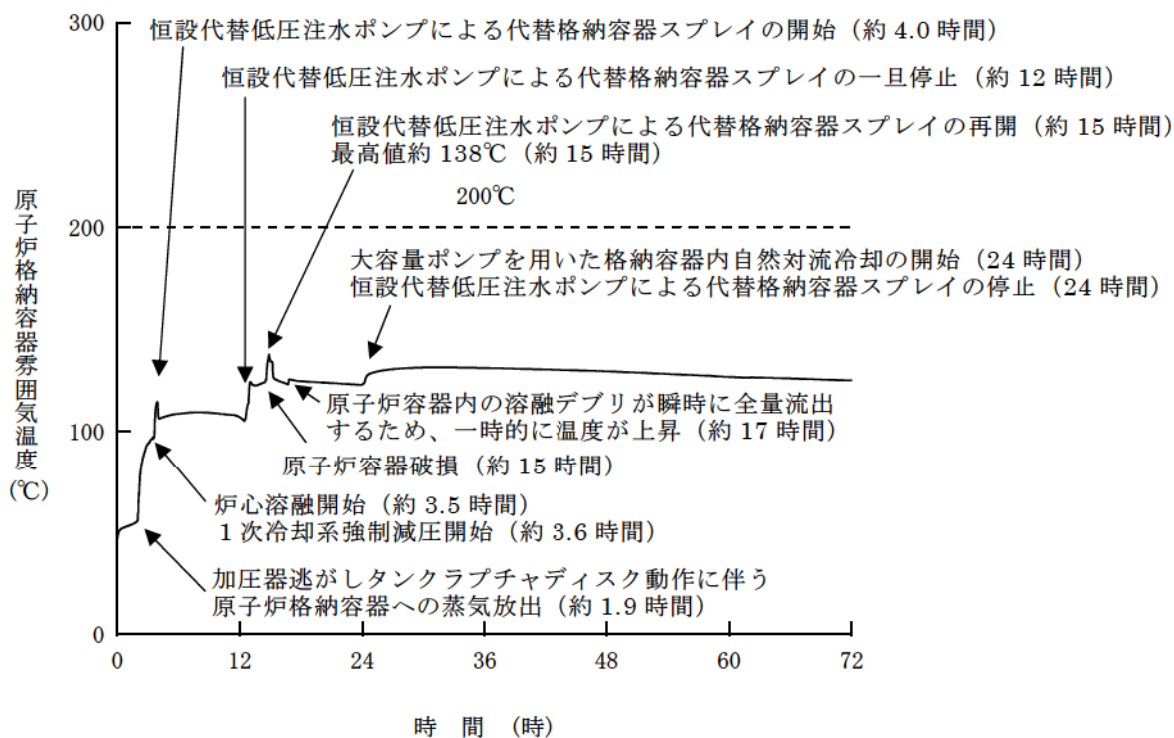
第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移



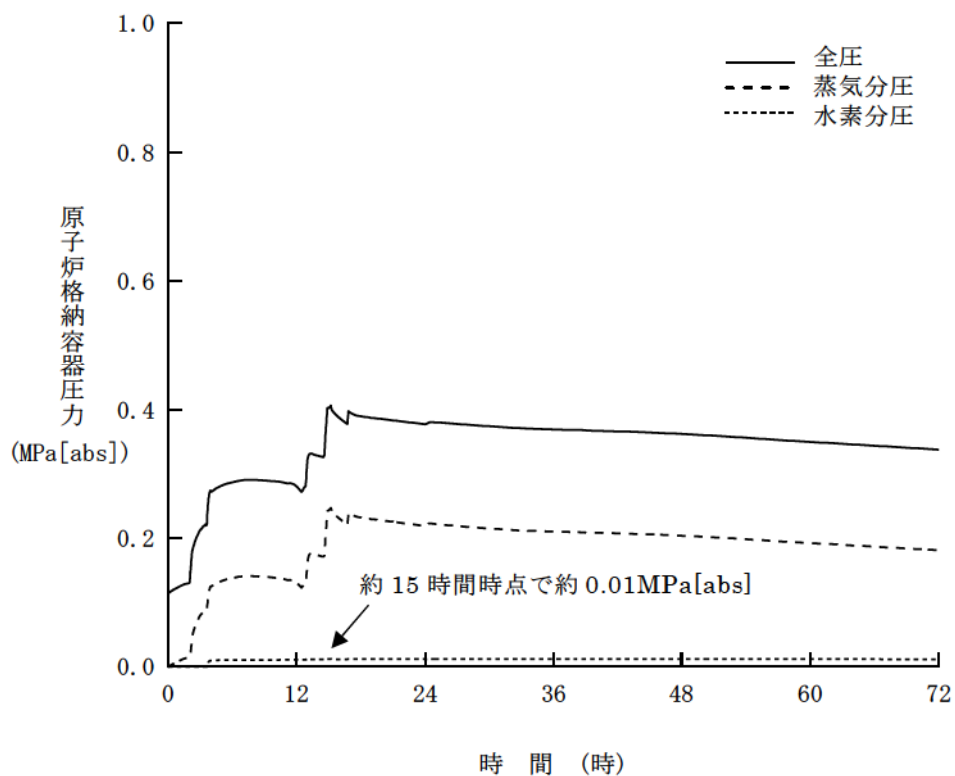
第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移



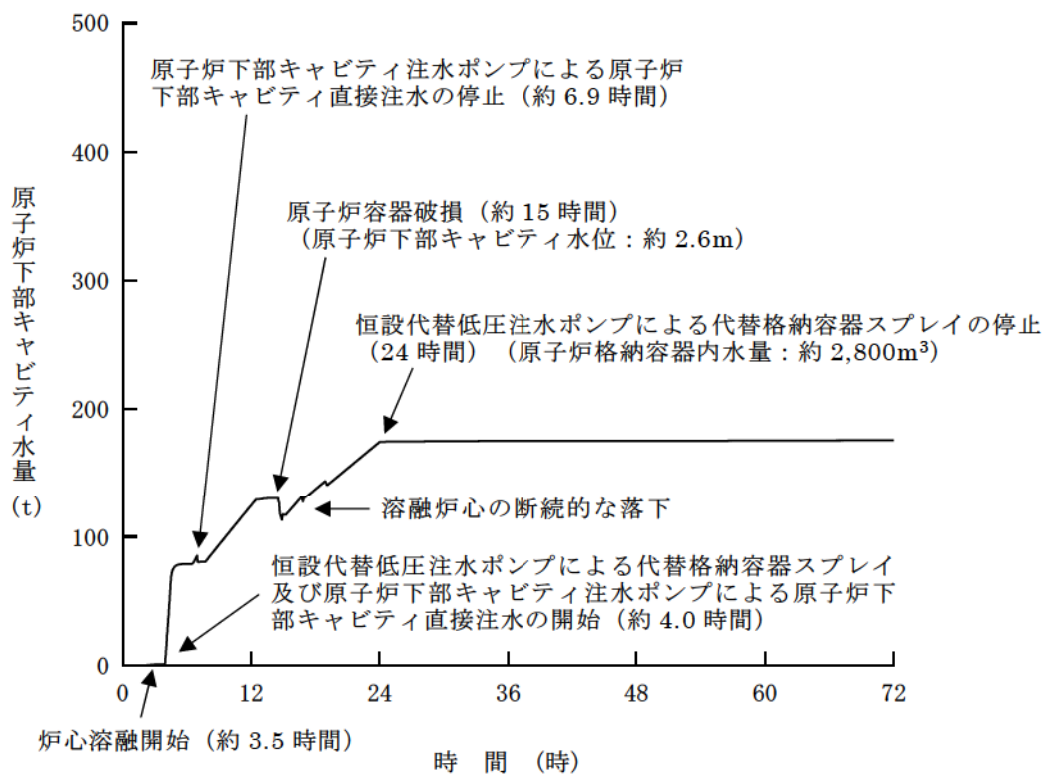
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



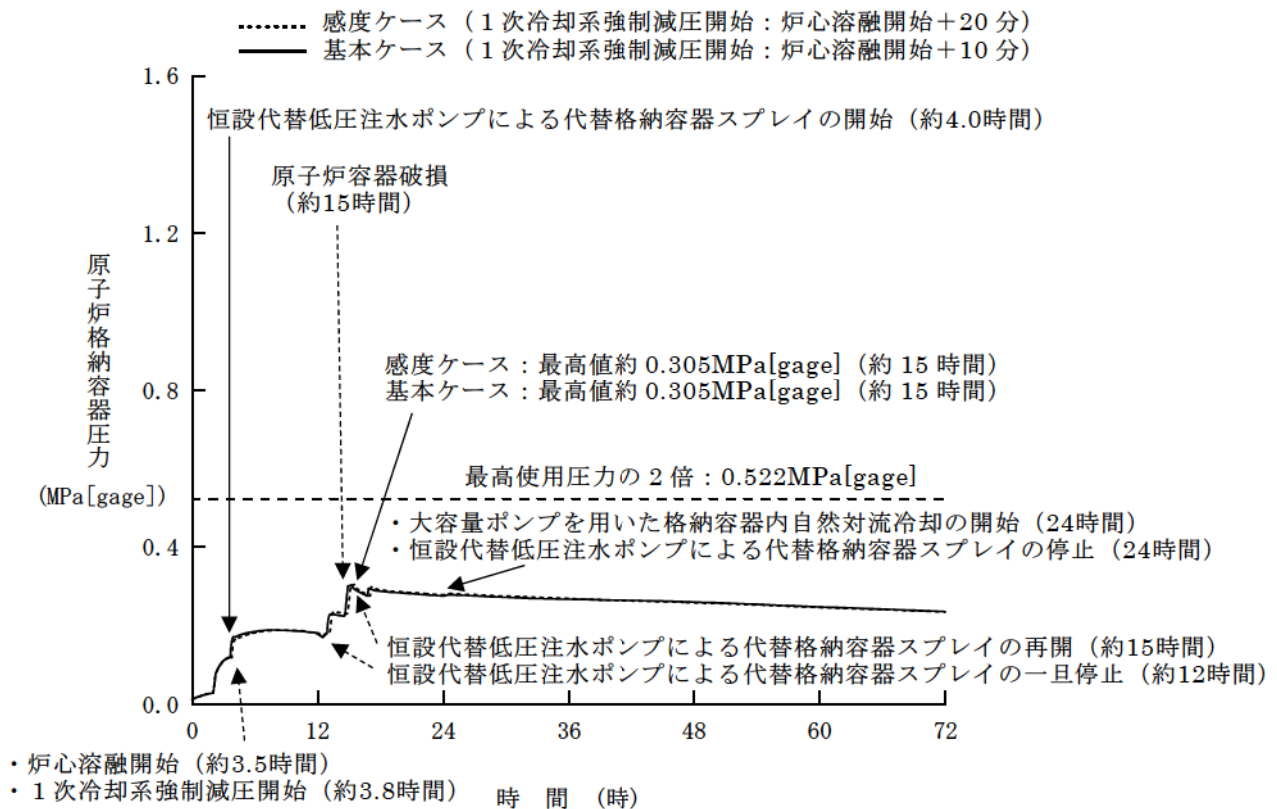
第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



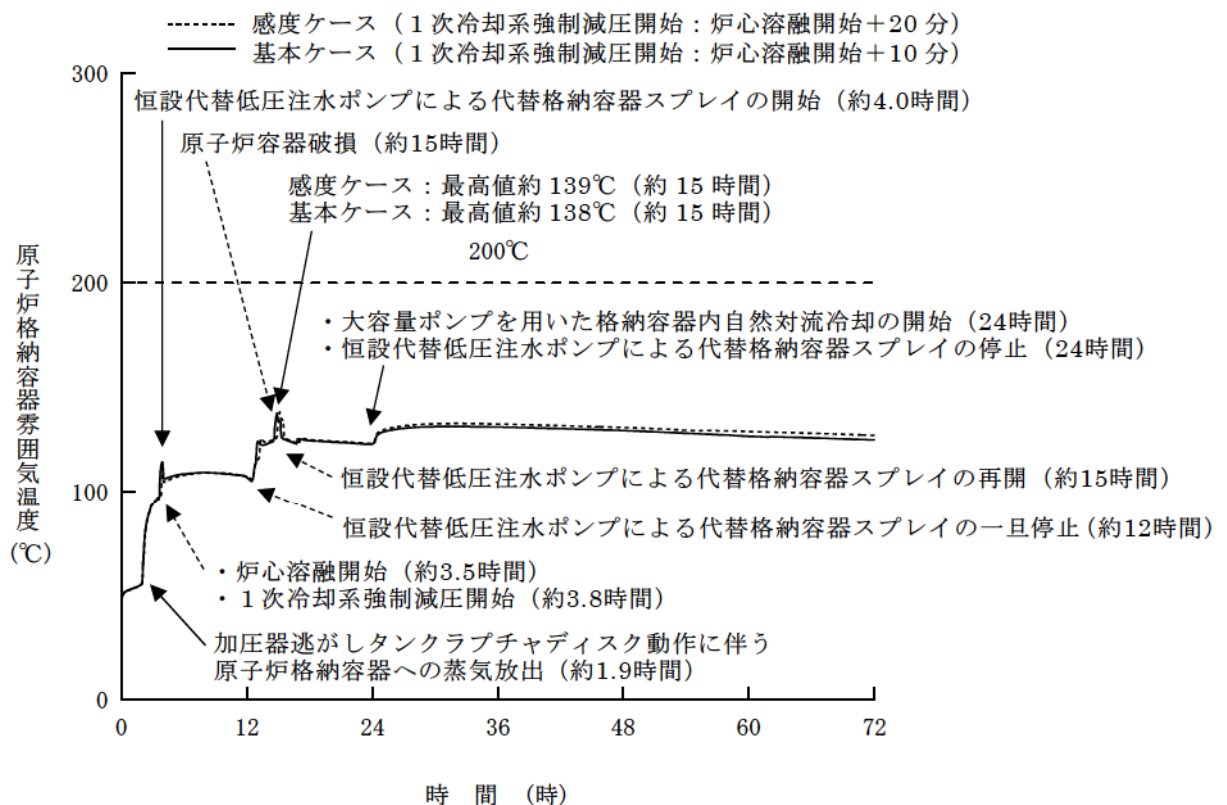
第 7.2.1.2.10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧)



第 7.2.1.2.11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



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



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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

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

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

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

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

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

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

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

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

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

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

7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然

対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

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

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

a. 炉心における重要現象

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

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

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

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

(2) 有効性評価の条件

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

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(3) 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、

1 次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1 次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約 3.5 時間後に炉心溶融に至る。

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

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

b. 評価項目等

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

なお、1 次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容

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

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

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

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

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

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

7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

ティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水操作に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が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内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・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。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

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

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

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

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

炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔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、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作

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り、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

約 0.22MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で 1 次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を 10 分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.2.4 図に示すとおり、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は約 0.24MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に 1 次冷却系の減圧が開始され、それに伴

い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスを保ちつつ1次冷却材圧力は徐々に低下し、2.0MPa[gage]を下回った後においても低下傾向を維持する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。また、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まるが、基本ケース及び感度ケースのいずれにおいても原子炉容器破損までに蓄圧注入は終了し、炉心冷却に寄与する蓄圧注入量は変わらないことから、蓄圧注入の開始及び終了が早くなる感度ケースの方が炉心溶融進展及び原子炉容器破損は早くなる。ここで、感度ケースは10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始していることから、原子炉格納容器圧力は基本ケースに比べて若干高めに推移する。蓄圧注入終了後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力近傍まで低下することから、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は若干高くなるが、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

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

加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧

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

(4) まとめ

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

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

7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

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

(2) 必要な資源の評価

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

7.2.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、L O C A、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、E C C S再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備している。

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

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

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

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－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」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認し

た。

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

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

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

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	本評価事故シーケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,432MWt)×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	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	51t (1 基当たり)	設計値として設定。
	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。