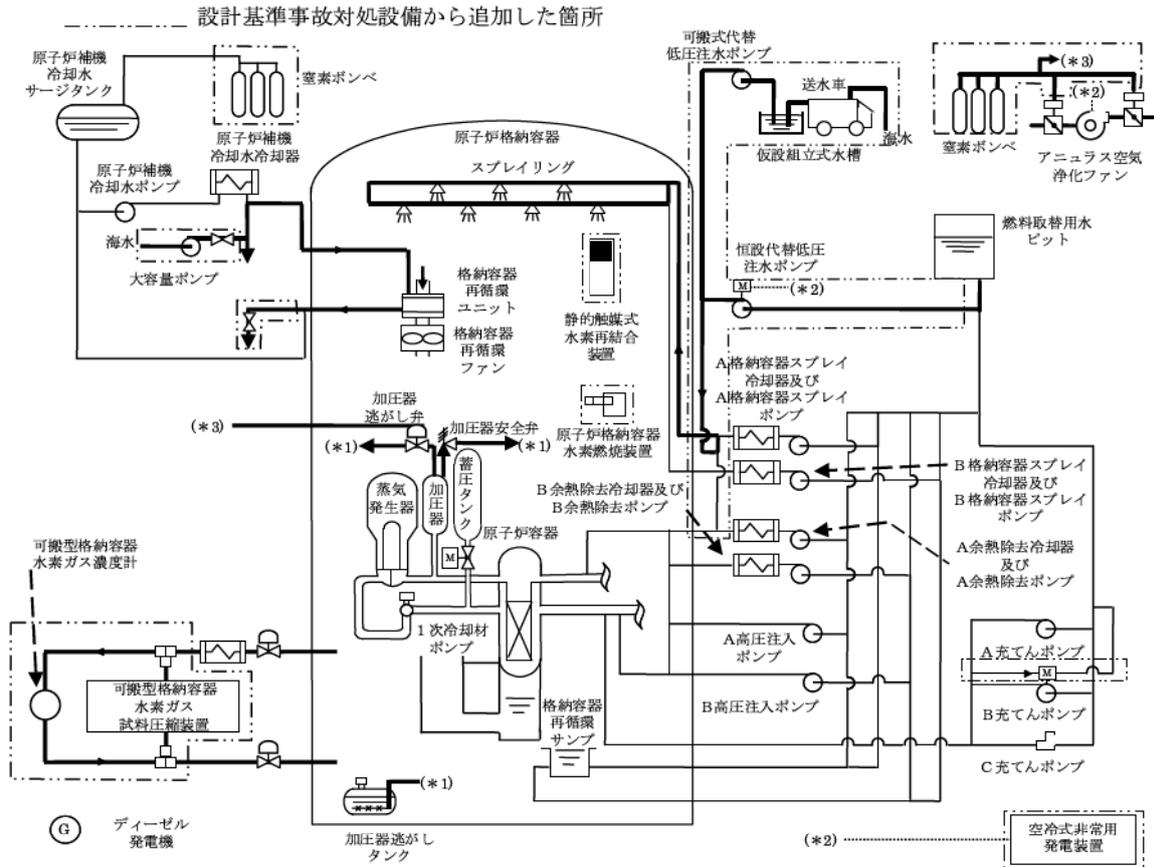
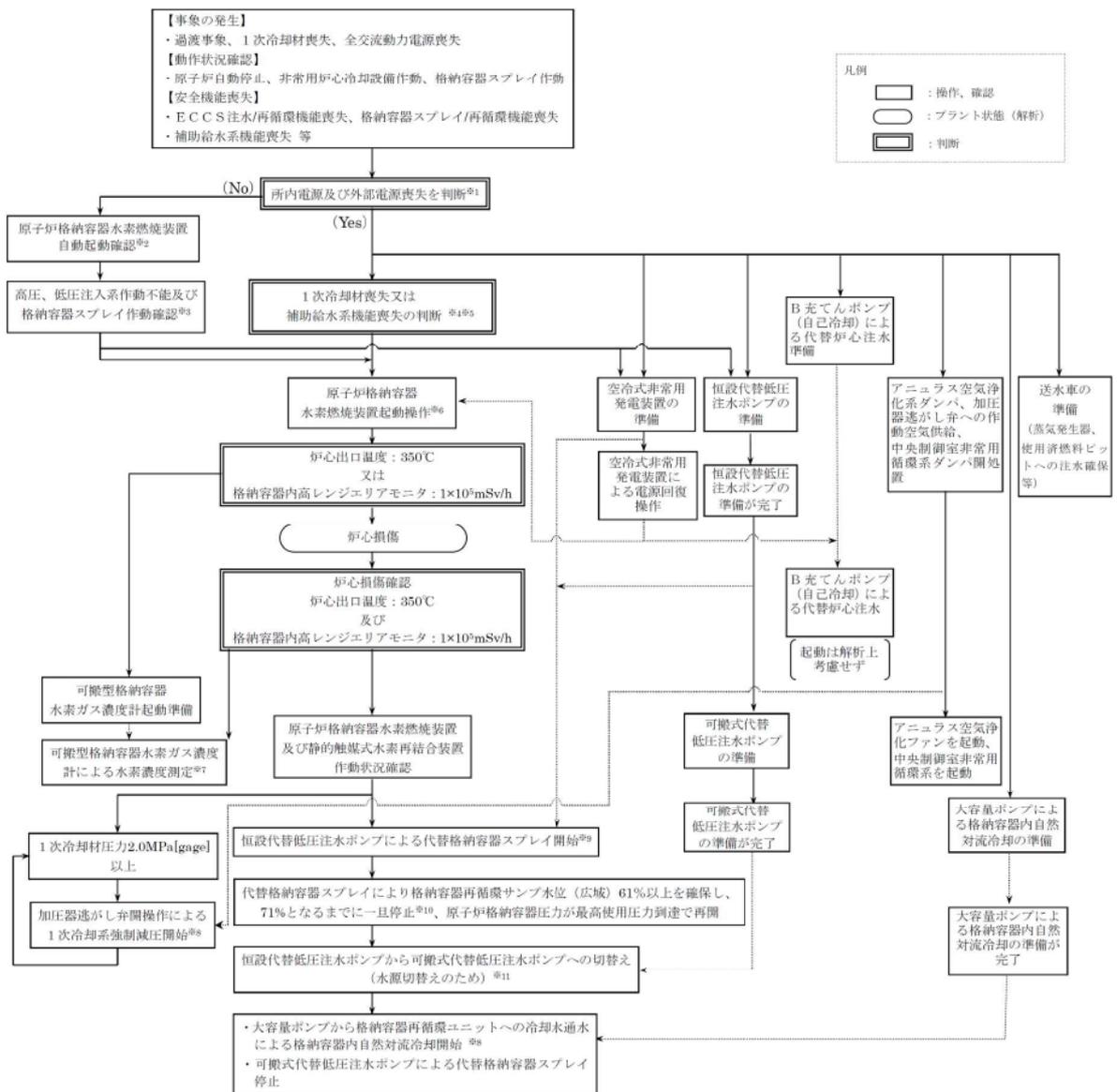


第 7.2.1.2.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ回転数低 （定格回転数の 92.6%） （応答時間 0.6 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。	
	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。	
	蓄圧タンク保有水量	26.9m 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。	
	代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	130m ³ /h	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 基当たりの除熱特性： 100℃～約 168℃、 約 4.1MW～約 11.2MW	設計値より小さい値を設定。	
	加圧器逃がし弁開	開始	炉心溶融開始の 10 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		一旦停止 再開	格納容器再循環サンプ水位 71%到達 （原子炉格納容器保有水量 2,000m ³ 相当） + 原子炉格納容器最高使用圧力未満	運転員等操作時間を考慮して設定。
			原子炉格納容器最高使用圧力到達 の 30 分後	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。（燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量）
			運転条件	運転員等操作時間を考慮して設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	停止	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。	
	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開始	事象発生後の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。	

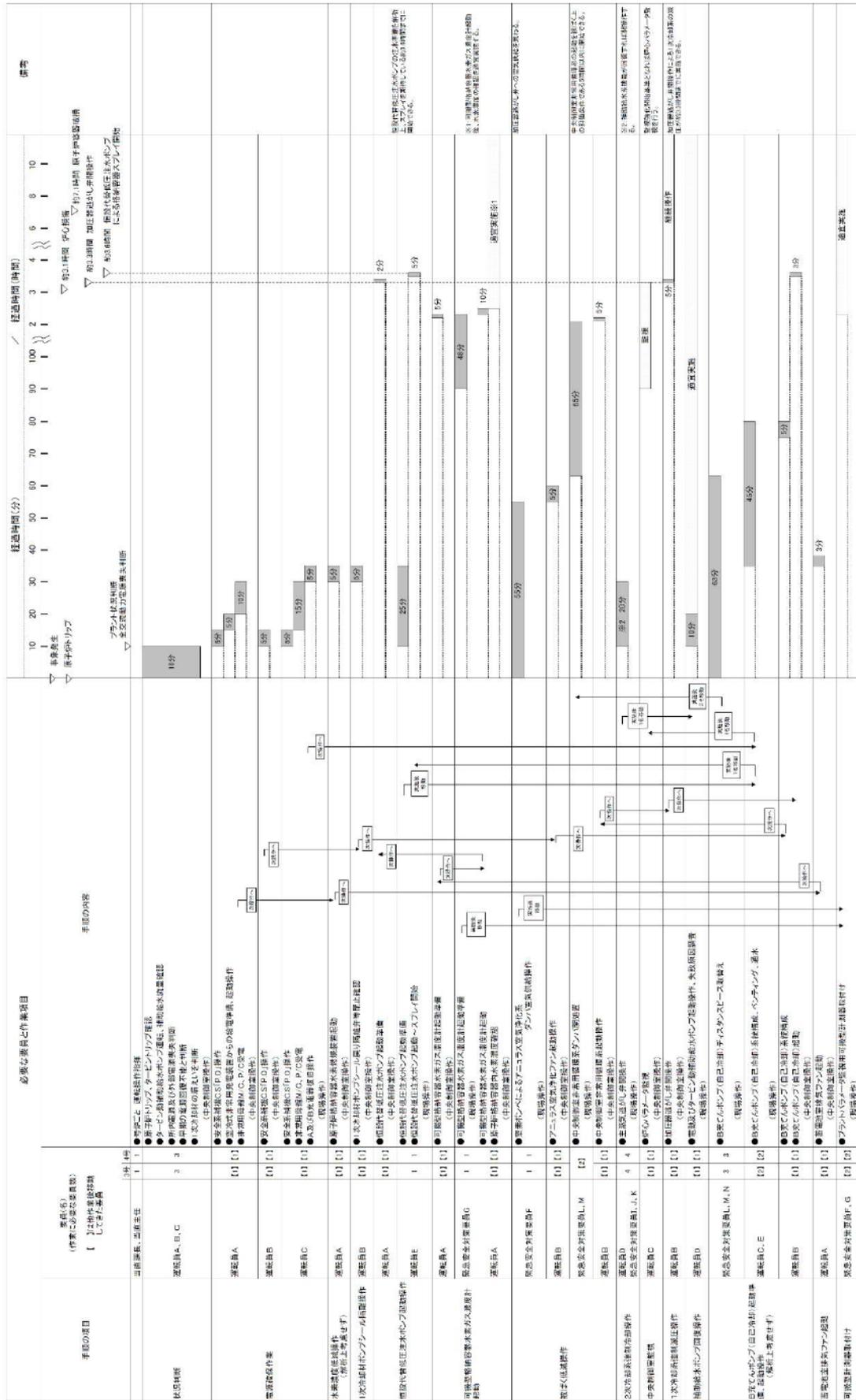


第 7.2.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図



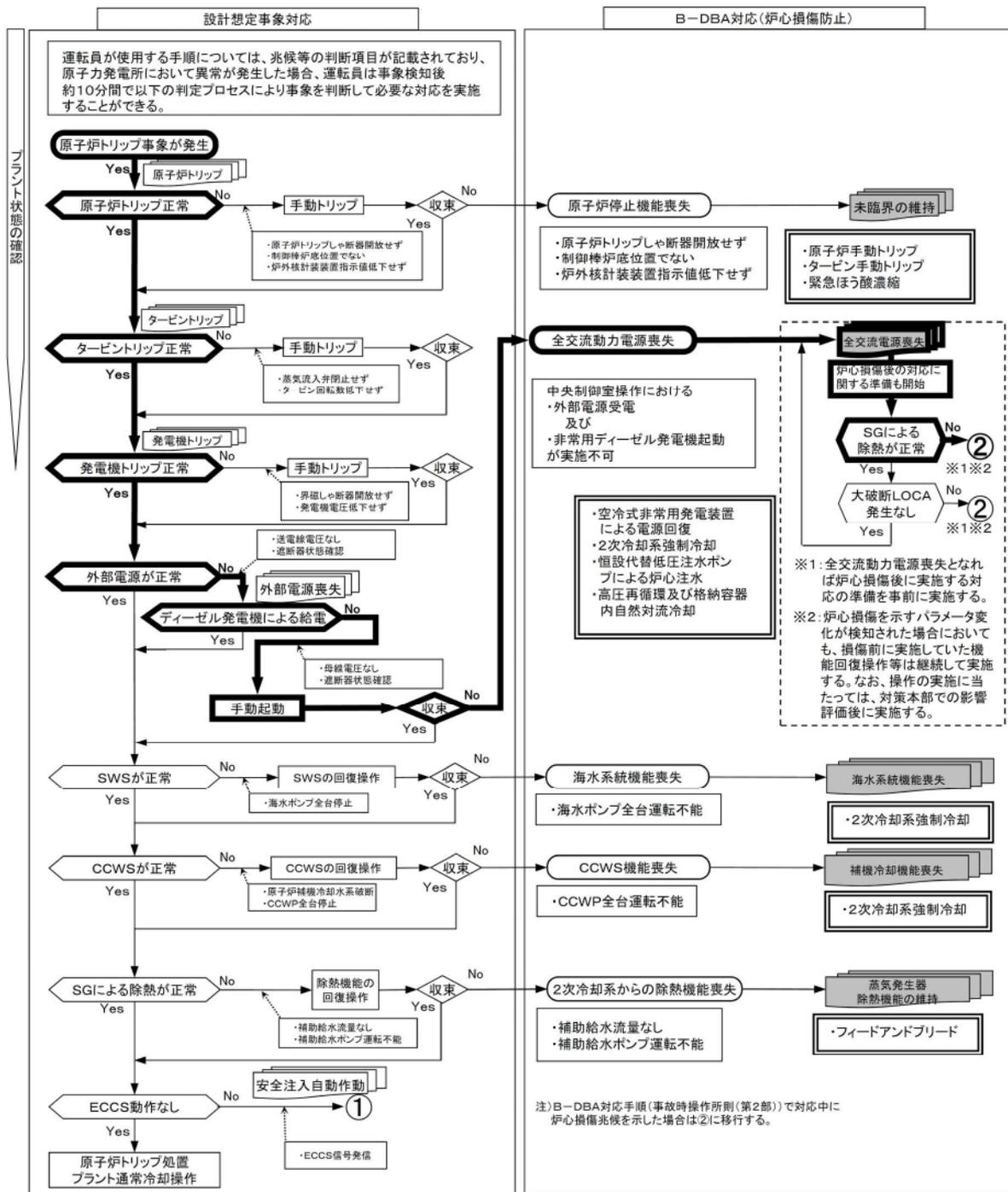
- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : 非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。
- ※3 : 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ作動を考慮する。
- ※4 : 1次冷却材喪失は以下で確認。
 ・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※5 : 補助給水系機能喪失は以下で確認。
 ・すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が 125m³/h 未満
- ※6 : 空冷式非常用発電装置による電源回復後起動する。
- ※7 : 可搬型格納容器水素ガス濃度計を起動し、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130m³/hを下回らない流量で注水する。
 なお、格納容器スプレイが動作している場合において、再循環自動切替信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切替を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行なわれていることを確認する。
- ※10 : 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。
- ※11 : 水源切替 燃料取替用水ピット → 海水

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



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

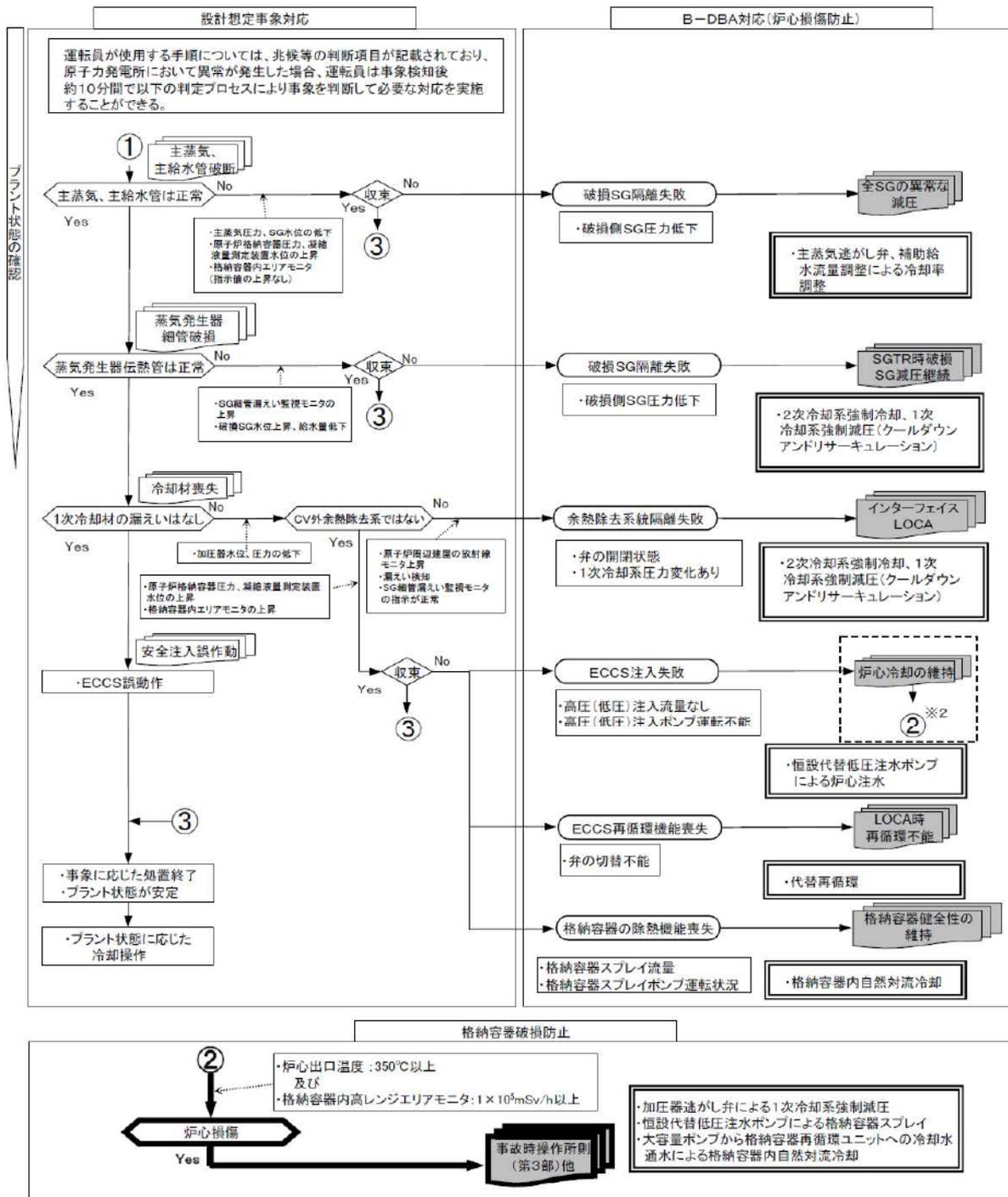
第 7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1 / 2）



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))

注: 太線はプロセスの流れを示す

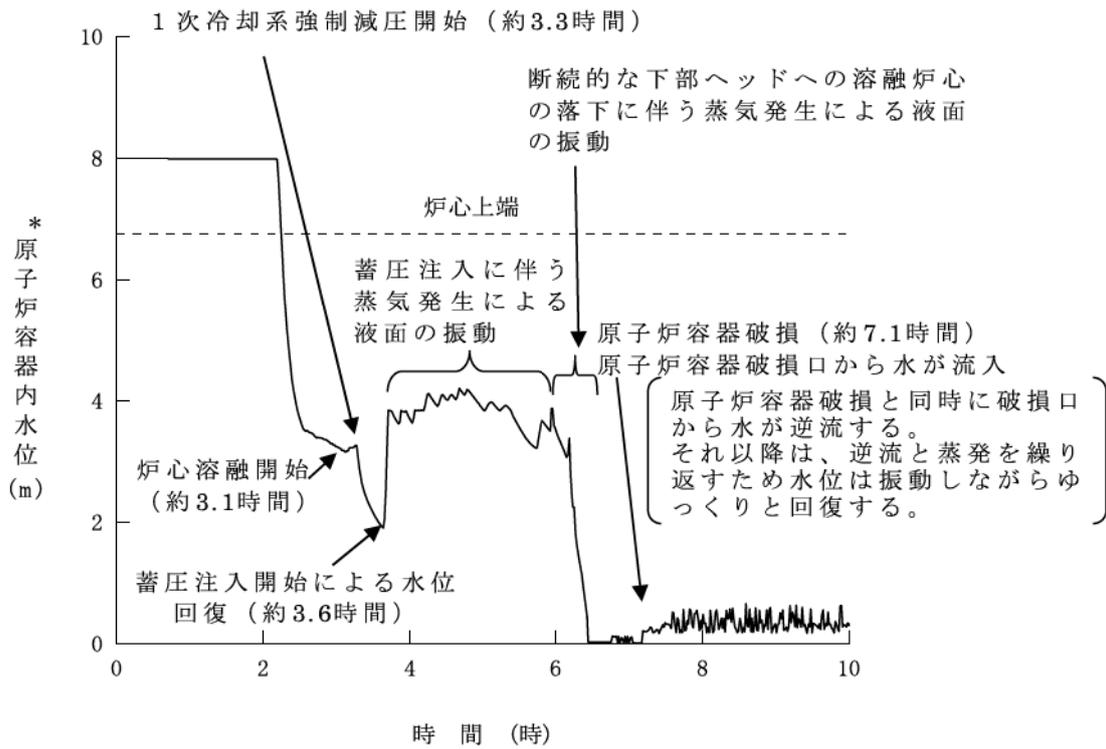
第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の事象進展(判定プロセス)
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1 / 2)



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))

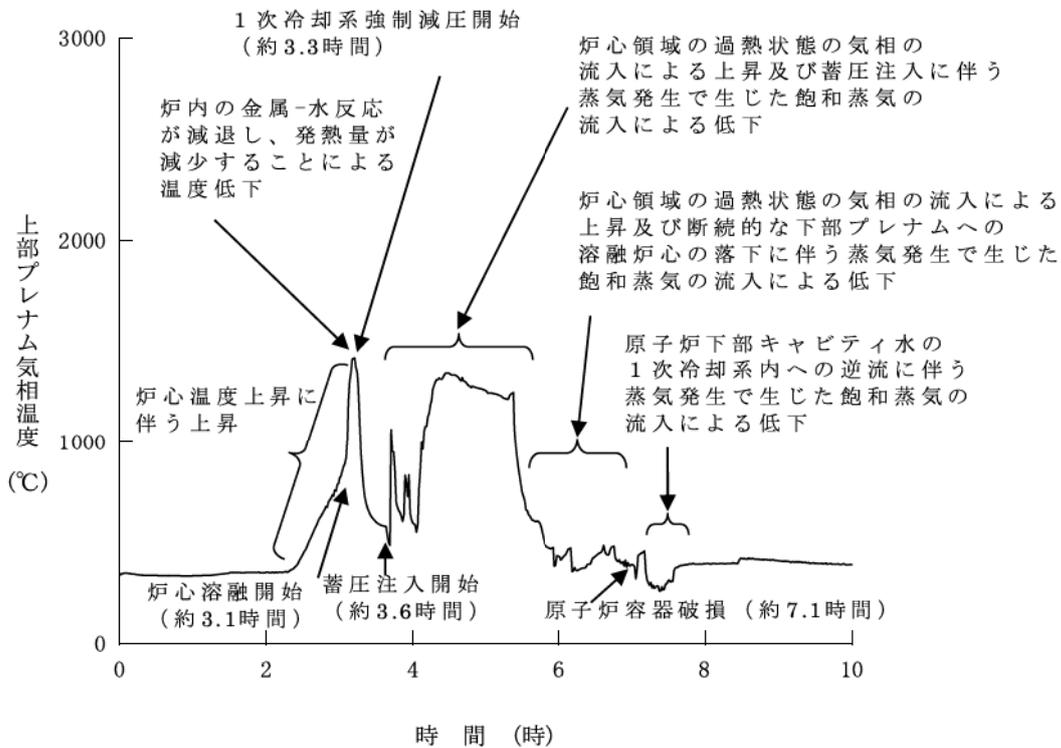
注: 太線はプロセスの流れを示す

第 7.2.1.2.4 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)

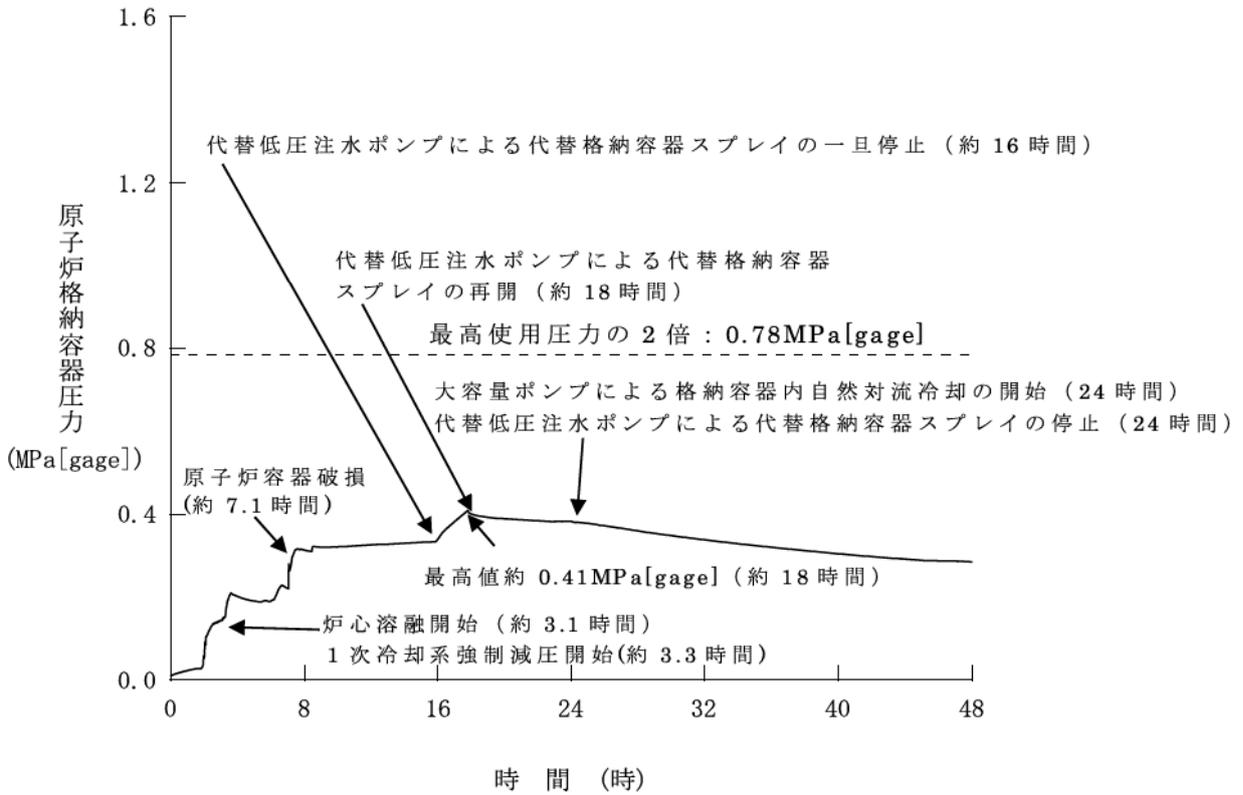


* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

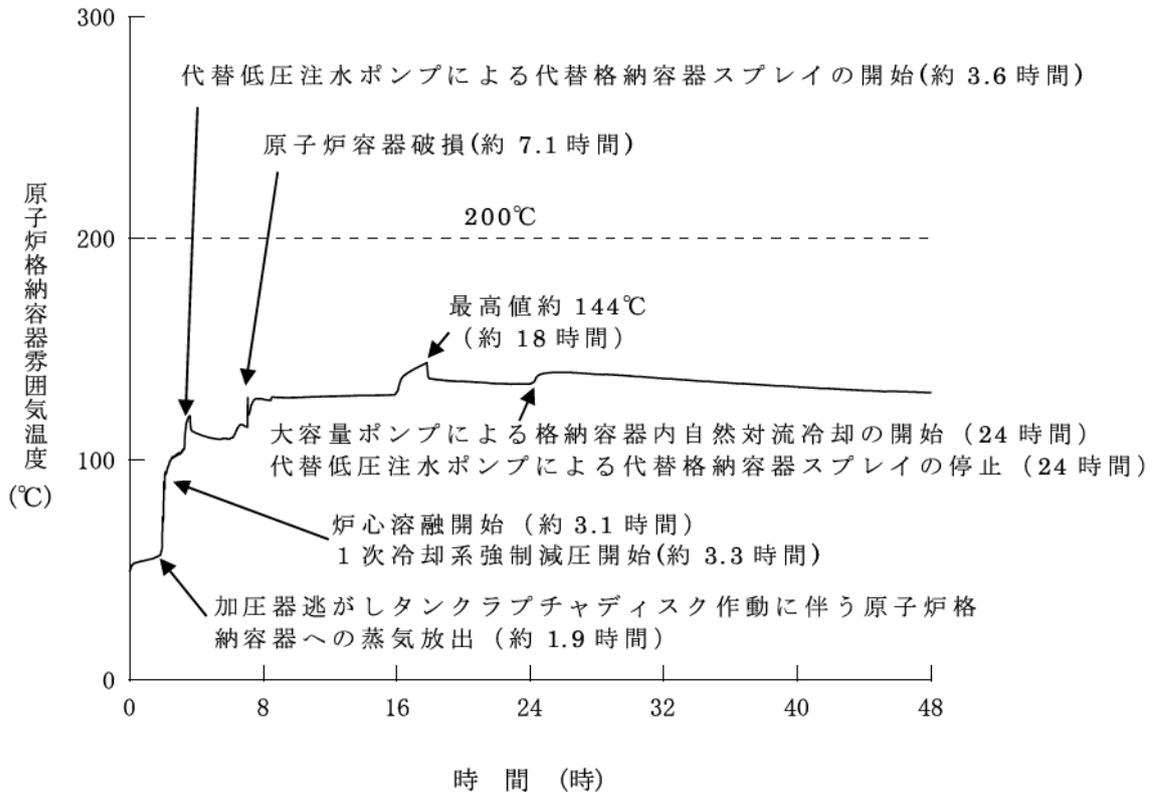
第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移



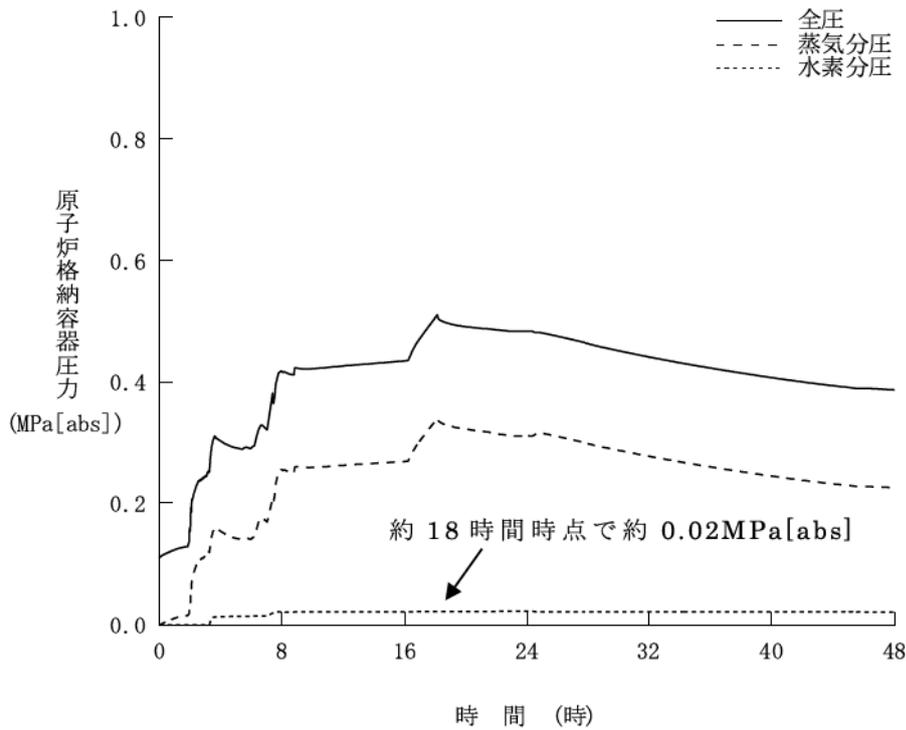
第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移



第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移

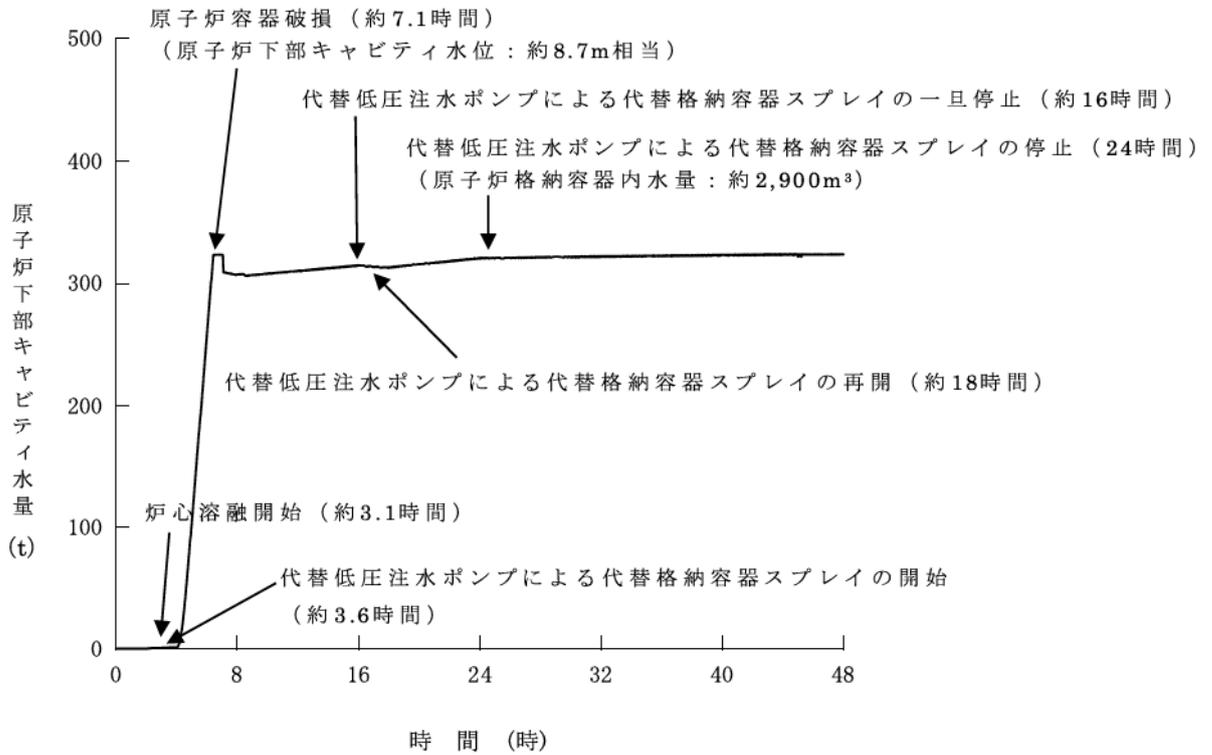


第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

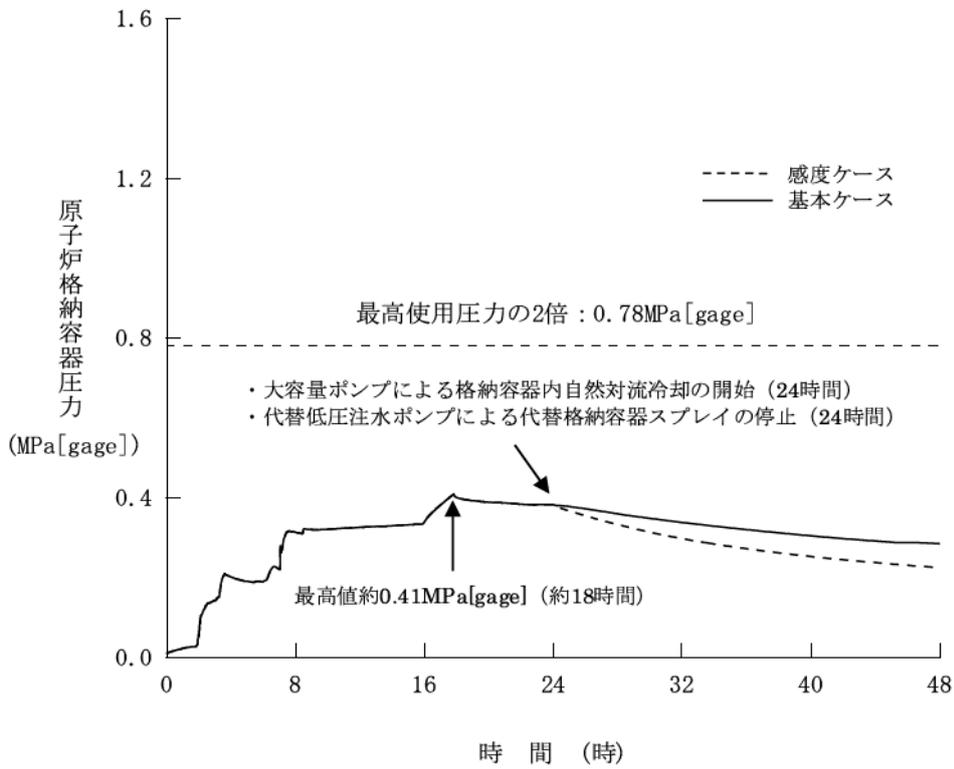


第 7.2.1.2.10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧)

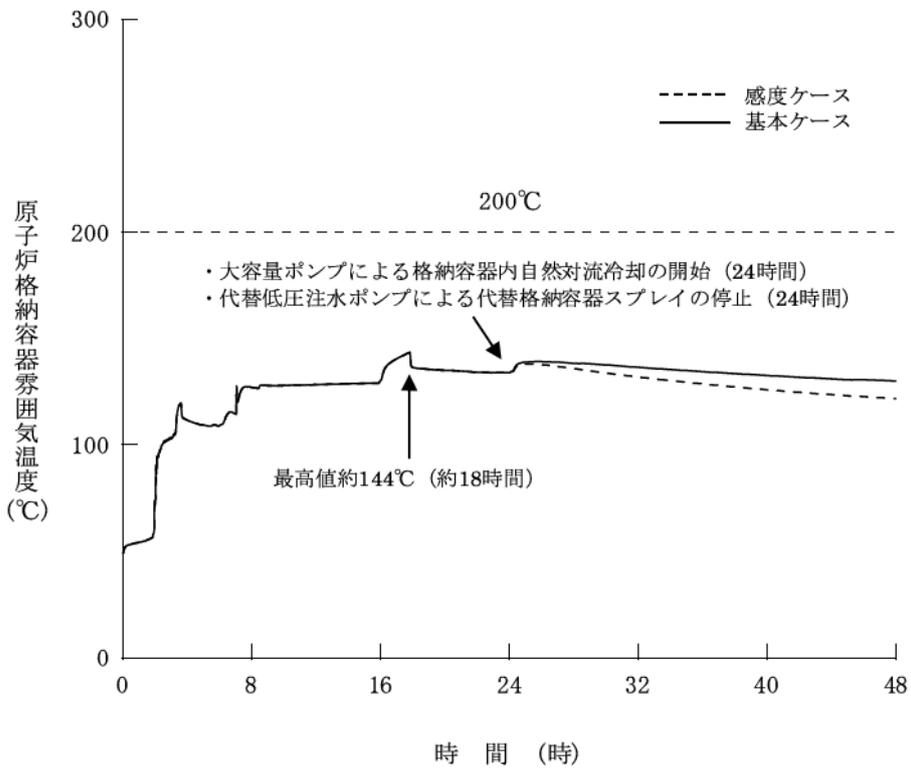
原子炉下部キャビティの水は、原子炉容器破損前は代替低圧注水ポンプによる注入水の温度に依存する。一方、原子炉容器破損後は熔融炉心により水温が上昇し、原子炉下部キャビティの水の密度が低くなり、結果として原子炉下部キャビティ水量が低下する。



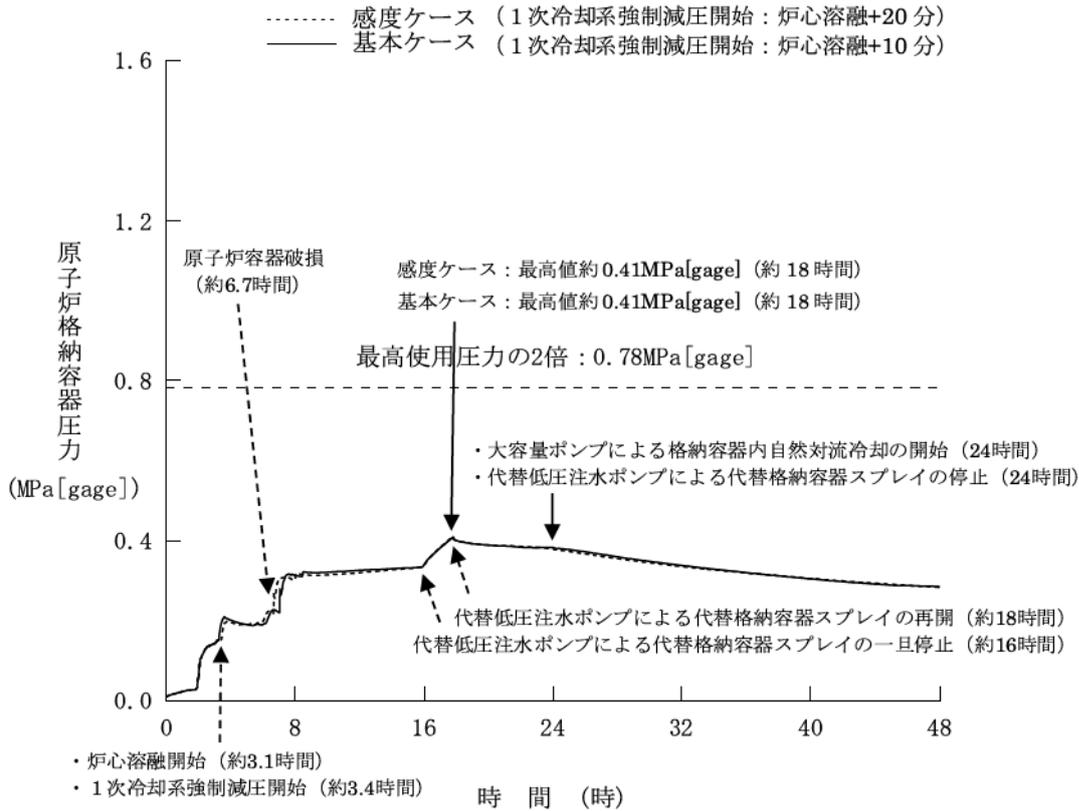
第 7.2.1.2.11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



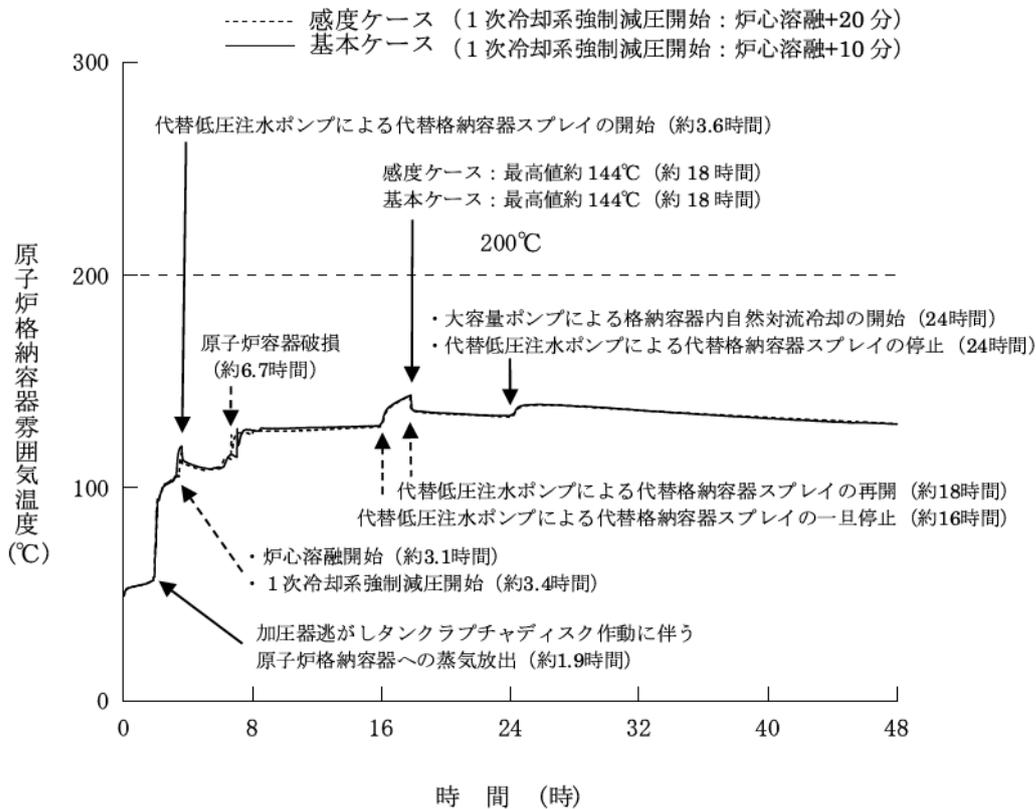
第 7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



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



第 7.2.1.2.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (加圧器逃がし弁開放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、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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、代替格納容器スプレイによって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。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、高圧熔融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から厳しい。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
- ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・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、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及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

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及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

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。

(2) 有効性評価の条件

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

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(3) 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

「7.2.1.2.2(3)a. 事象進展」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3.1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3.3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7.1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3.3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7.1時間後における1次冷却材圧力は約1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。

なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量が

バランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、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解が早く、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解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ふ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ふ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、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ふ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燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故に

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

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と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、圧カスパイク発生後の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、蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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及び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。

蓄圧タンク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。

格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、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。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環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、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。

蓄圧タンク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、蓄圧タンク保持圧力を最確値(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ものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材

圧力は約 1.7MPa[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。

格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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、「7.2.2.3(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 1.7MPa[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した状態が形成されるため、1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]近傍で停滞する。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。一方、10 分早く 1 次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約 1%高い状態で事象が進展することになり、1 次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、1 次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は低下することから、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]を下回ると考えられるため、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操作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 1.9MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、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。

(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及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／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ー注入機能、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及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレー、並びに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並びに原子炉格納容器雰囲気の圧力の上昇抑制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及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環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	本評価事故シナリオ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。
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするよう、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、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)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、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)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の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、ヒートシンクの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。
初期条件		

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 補助給水機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ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。
RCP 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。

事故条件

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ回転数低 (定格回転数の 92.6%) (応答時間 0.6 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、信号発信遅れ時間を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m 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。
代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	130m ³ /h	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 基当たりの除熱特性： 100℃～約 168℃、 約 4.1MW～約 11.2MW	設計値より小さい値を設定。
リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

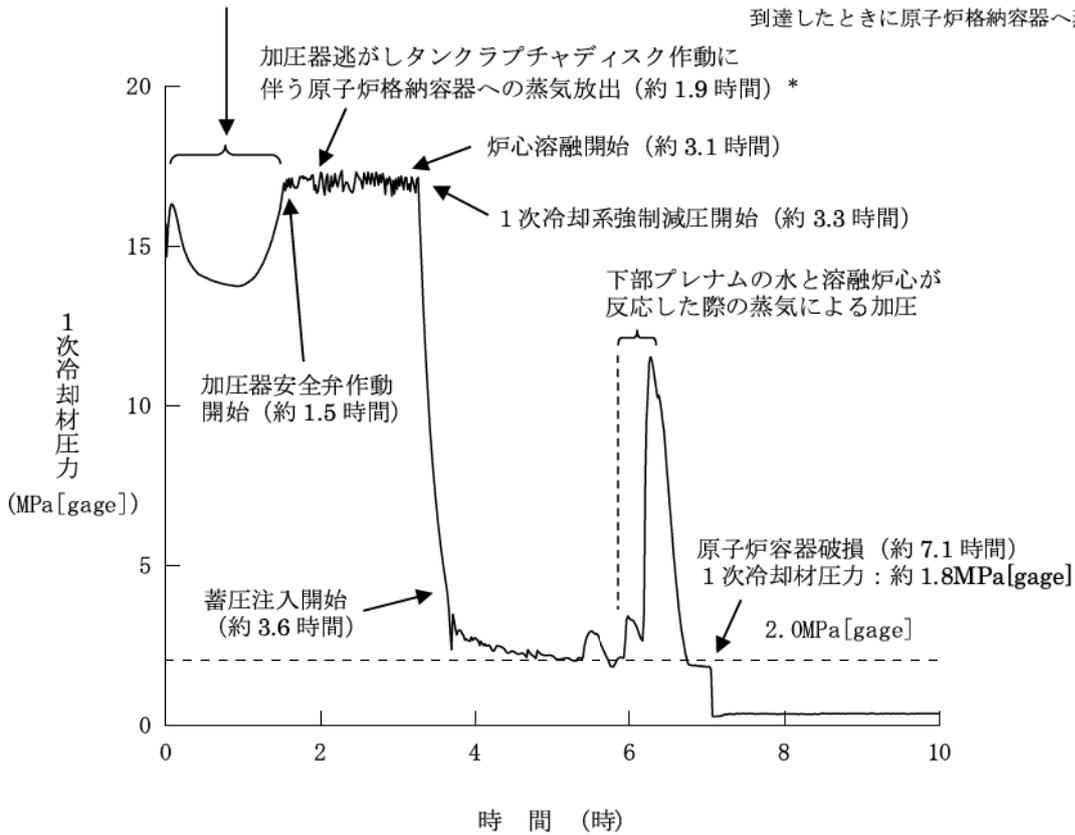
重大事故等対策に関連する機器条件

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

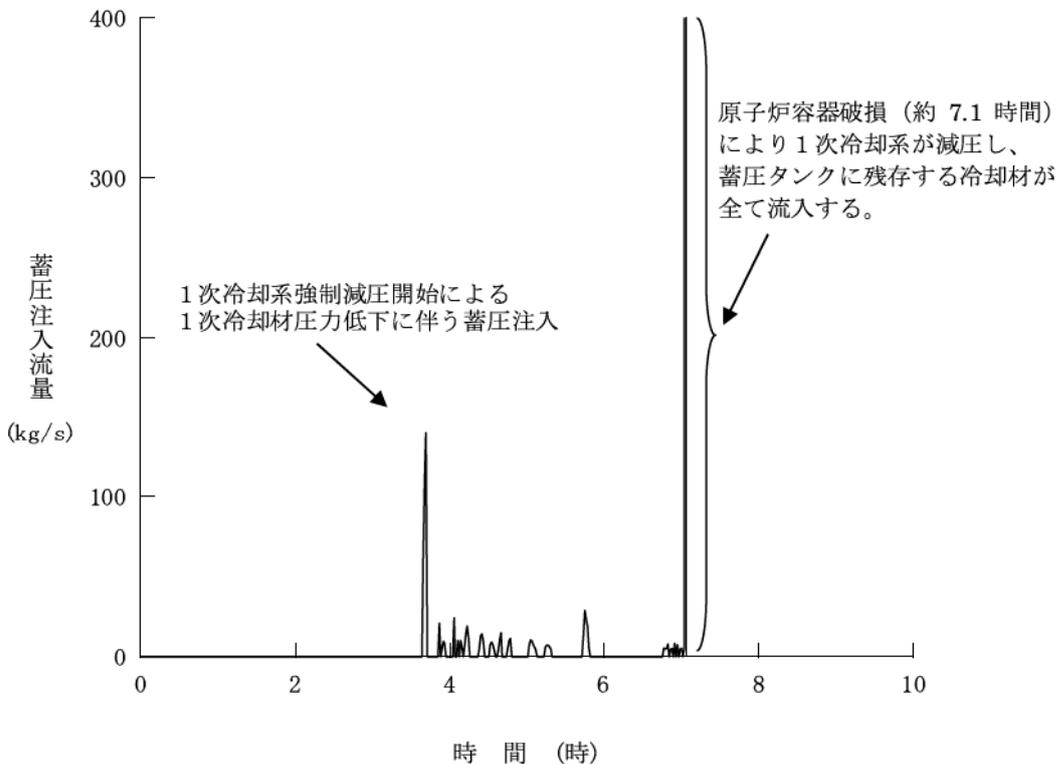
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する操作条件	加圧器逃がし弁開	運転員操作時間を考慮して設定。
	開始	運転員操作時間を考慮して設定。
代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの運転条件	一旦停止 再開	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
	再開	運転員等操作時間を考慮して設定。
	停止	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生後の 24 時間後 事象発生後の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する

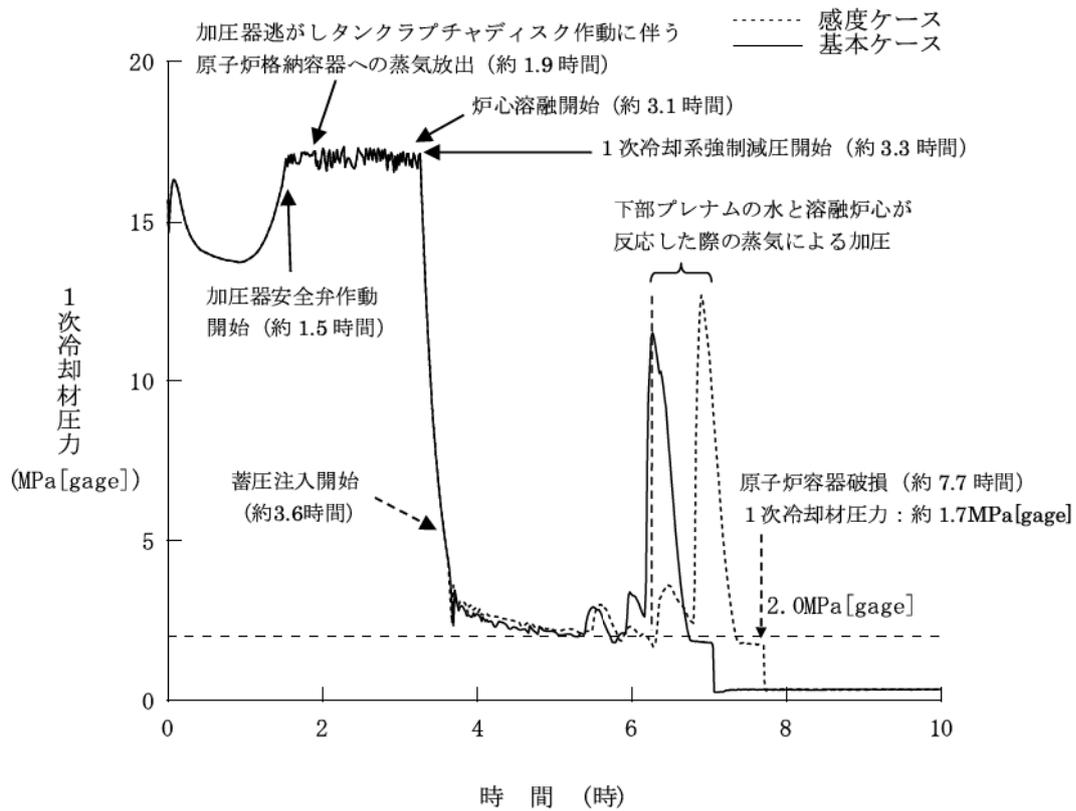
*：加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



第 7.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移

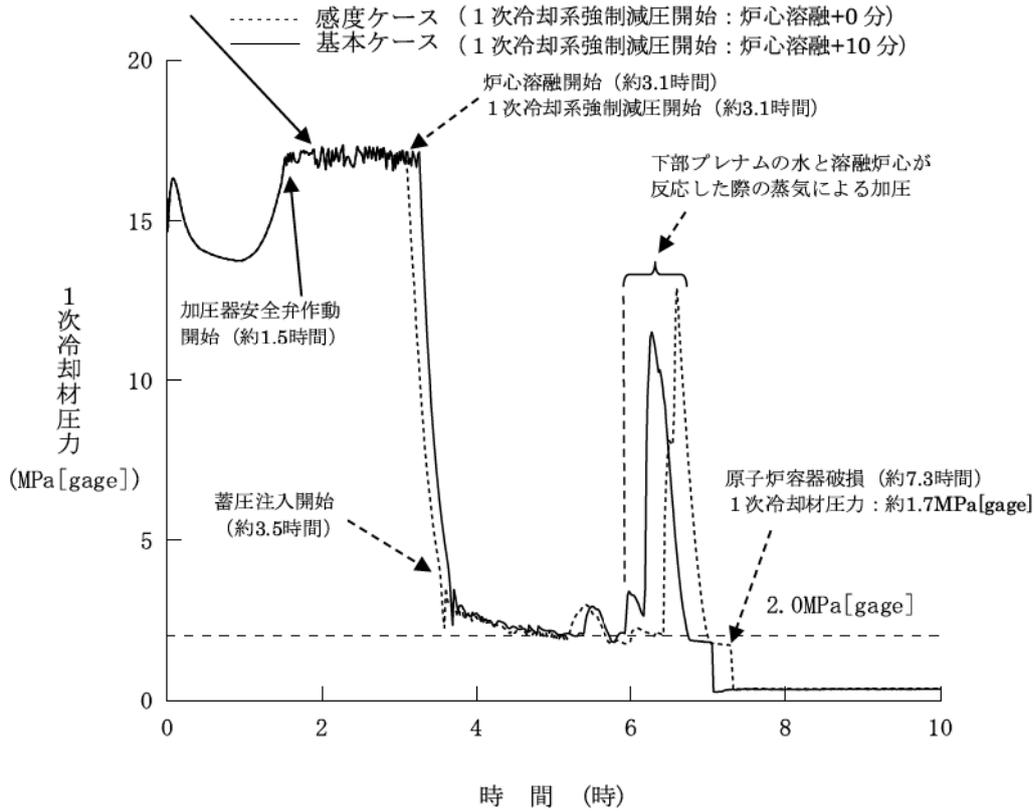


第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



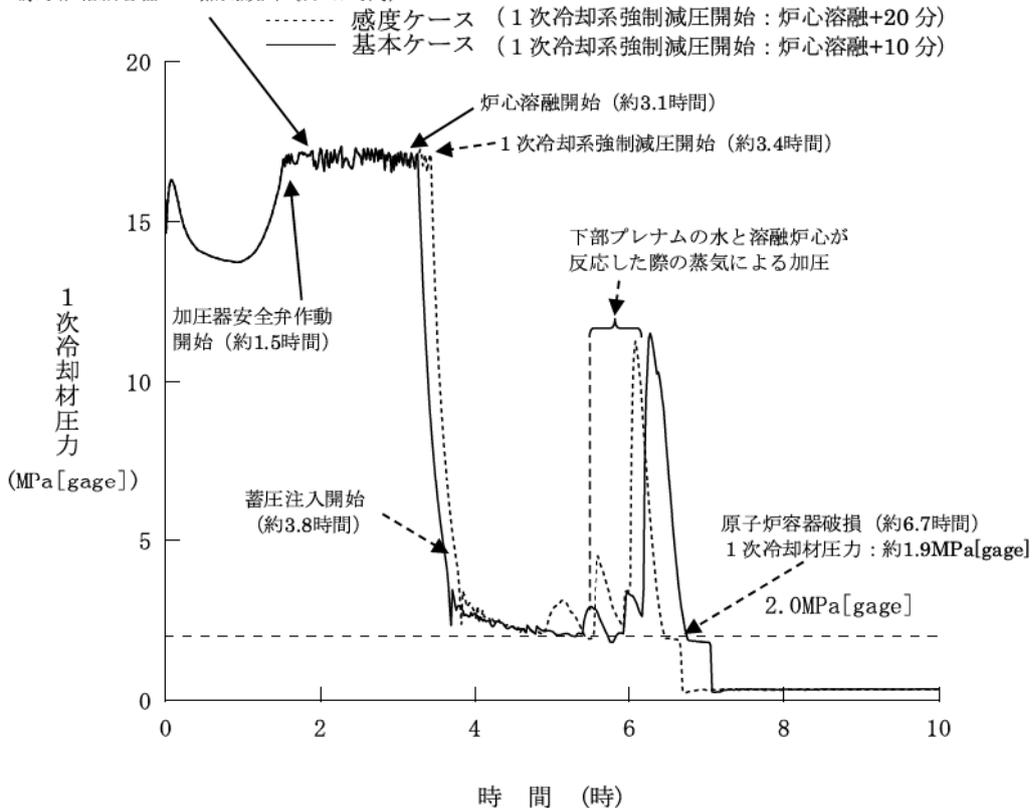
第 7.2.2.3 図 1次冷却材圧力の推移
(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)

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



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

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



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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

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

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

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

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

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

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

7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

能が喪失する事故

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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ、破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、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よる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

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

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

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱

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

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

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

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

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

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

要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第 7.2.3.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管の径と同等とする。

(b) エントレインメント係数

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

(c) 溶融炉心と水の伝熱面積

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

(3) 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約 21 分後に炉心溶融に至り、約 51 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融

炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から 24 時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約 14 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約 26 時間後に低下に転じる。

b. 評価項目等

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

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

「6.2.2.2 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。

7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

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

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの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、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、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・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、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－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、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆

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

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

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

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

炉心損傷後の原子炉容器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、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいこと

から、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

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

(3) 操作時間余裕の把握

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

(4) まとめ

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

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

7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

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

(2) 必要な資源の評価

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

7.2.3.5 結論

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

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び

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

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

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

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

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

以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 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) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナクセ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と過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするようにより、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より、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)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするようにより、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)	50t (1 基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするようにより、原子炉格納容器自由体積の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より、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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から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 <ul style="list-style-type: none"> 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 	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	外部電源なし	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非正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。
水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	「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。
原子炉トリップ	1 次冷却材ポンプ回転数低 （定格回転数の 92.6%） （応答時間 0.6 秒）	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。
タービン動補給水ポンプ	事象発生の 60 秒後に注水開始	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時間を設定。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。
蓄圧タンク保持圧力	200m ³ /h（蒸気発生器 4 基合計） 4.0MPa[gage] （最低保持圧力）	タービン動補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。 タービン動補給水ポンプの設計値 250m ³ /h から、ミニフロー流量 50m ³ /h を除いた値により設定。 炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク 保有水量	26.9m 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。
代替低圧注水ポンプ による代替格納容器 スプレイ流量	130m ³ /h 2 基	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	1 基当たりの除熱特性： 100℃～約 168℃、 約 4.1MW～約 11.2MW	設計値より小さい値を設定。
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を期待しない。
原子炉容器破損時の デブリジェット 初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
エントレインメント 係数	Ricou-Spalding モデルにおける エントレインメント係数の最 確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
溶融炉心と水の 伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却 材相互作用の大規模実験のベン チマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。
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。
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	事象発生後の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
格納容器再循環ユニ ットによる格納容器 内自然対流冷却開始	事象発生後の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

7.2.4 水素燃焼

7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

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

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

また、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。

(3) 格納容器破損防止対策

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

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

さらに、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、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素ガス濃度計により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

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

本格納容器破損モードのうち、「7.2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 20 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 2 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.2.4.3 図に示す。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、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 48 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 30 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。また、本評価事故シーケンスにおいては、1 次冷却材喪失を想定しており、その手順については「7.1.6 E C C S 注水機能喪

失]の「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

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、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化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、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、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

すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が $125\text{m}^3/\text{h}$ 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、蒸気発生器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イ流量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、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。

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. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備

炉心出口温度 350°C 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、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開始する。

可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備に必要な計装設備は、1

次冷却材高温側温度（広域）等である。

i. 炉心損傷の判断

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

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認

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

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、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

l. 1次冷却系強制減圧

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

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

m. 代替格納容器スプレイ

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

器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 61%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 61%から 71%の間で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ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる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）等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、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。

格納容器スプレイ系再循環自動切換に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

n. アニュラス空気浄化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、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。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、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系

が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事故進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の

観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定する。

本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

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

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

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

・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

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

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

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

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

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

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

(2) 有効性評価の条件

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

a. 事故条件

(a) 起因事象

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

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

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

(d) 水素の発生

炉心内の金属-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。補正する期間は、ジルコニウム-水反応が顕著となる時点から、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。

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

(e) 水素の燃焼

第7.2.4.5図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水

と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。
また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度 8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 静的触媒式水素再結合装置

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

(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置

実機においては原子炉格納容器水素燃焼装置を 13 個（予備 1 個（ドーム部））設置しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(c) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは 2 台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(3) 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム－水反応による水

素の発生が顕著になり、事象発生約 27 分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。

その後、事象発生約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約 1.5 時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通して原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事象発生約 1.6 時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ジルコニウム-水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、原子炉容器外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。

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

また、第 7.2.4.12 図に示すように、1 次冷却材管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に水素濃度が高くなる。前者は、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることによるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。後者は、原子炉容器破損後に落下した溶融炉心の水-ジルコニウム反応による水素が発生することによるが、予混合状態にないことや原子炉下部キャビティの形状が爆轟に遷移しやすいダクトや配管などの細長い体系でないこと等から爆轟に遷移する可能性はない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第 7.2.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍(0.78MPa[gage])を下回る。

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

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

1 次冷却材圧力は第 7.2.4.15 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 1.4 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.02MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下を下回る。

原子炉格納容器内の水素濃度は第 7.2.4.11 図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.8vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、1 次冷却材管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に 13vol%を上回るが、「7.2.4.2(3)a. 事象進展」に示すとおり爆轟に遷移する可能性はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約 0.50MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍(0.78MPa[gage])を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。

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

第7.2.4.13図及び第7.2.4.14図に示すとおり、事象発生の約2時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。

7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示

すとおりに、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響（MAAP）

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

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

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの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、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器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、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十

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

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、第7.2.4.16図及び第7.2.4.17図に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置により水素を処理することで原子炉格納容器内水素濃度が13vol%を下回ることを確認した。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

c. 評価項目となるパラメータに与える影響（GOTHIC）

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却に係る解析モデルは、NUPEC検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2(3)有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていること

から、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉

格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約 12.9vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度 5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約 1kg の未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約 0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

地震により E x c e s s L O C A が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 12.9vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置している。「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」と同じく全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生するように補正したとしても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を 13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮し

て、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

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

(3) 操作時間余裕の把握

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

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

(4) まとめ

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

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

7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり48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68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「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70名で対処可能である。

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

(2) 必要な資源の評価

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

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m³：有効水量）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼ

ル発電機が全出力で運転した場合、約 594.7kl の重油が必要となる。

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

7 日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 603.1kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kl)にて供給可能である。

c. 電源

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

7.2.4.5 結論

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

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

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断L

OCA時に低圧注入機能が喪失する事故」に高圧注入機能の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、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。さらに、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することが可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、原子炉格納容器内の水素濃度、並びに水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した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、操作時間に対する影響はないことを確認した。

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

以上のことから、格納容器破損モード「水素燃焼」において、静的触媒式水素再結合装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有

効であり、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

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

		重大事故等対処設備	
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
n. ア ニュラ ス空 気 化 系 及 び 中 央 制 御 室 非 常 用 環 系 の 起 動	<p>・ 全交流動力電源喪失時、ア ニュラ ス部の水素滞留防空給 止及び被ばく低減対策として、現場でア ニュラ ス供給 系を切り、中央制御室の代替空気（窒素ボンベ接続）をま た、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制 御室非常用循環系を起動する。</p>	<p>ア ニュラ ス空 気 浄 化 フ ァ ニュラ ス空 気 浄 化 フ ァ ニュラ ス空 気 浄 化 中 央 制 御 室 空 調 フ ァ ン 中 央 制 御 室 空 調 フ ァ ン 中 央 制 御 室 空 調 フ ァ ン 中 央 制 御 室 非 常 用 循 環 フ ァ ニュラ ス 空 気 浄 化 中 央 制 御 室 非 常 用 循 環 フ ァ ニュラ ス 空 気 浄 化</p>	<p>窒素ボンベ（代替制 御用空気供給用）</p>
o. 格納容器内自然 対流冷却	<p>・ A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水 を通し、格納容器内自然対流冷却を行う。 ・ 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却 水が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたよ り、格納容器内自然対流冷却を行う。</p>	<p>A、D格納容器再循 環ユニット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク</p>	<p>大容量ポンプ タンクローリー</p>
			<p>格納容器内温度 格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 可搬型温度計測装置（格納 容器再循環ユニット入口温 度／出口温度（SA）用） 原子炉補機冷却水サージタ ンク加圧ライン圧力</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

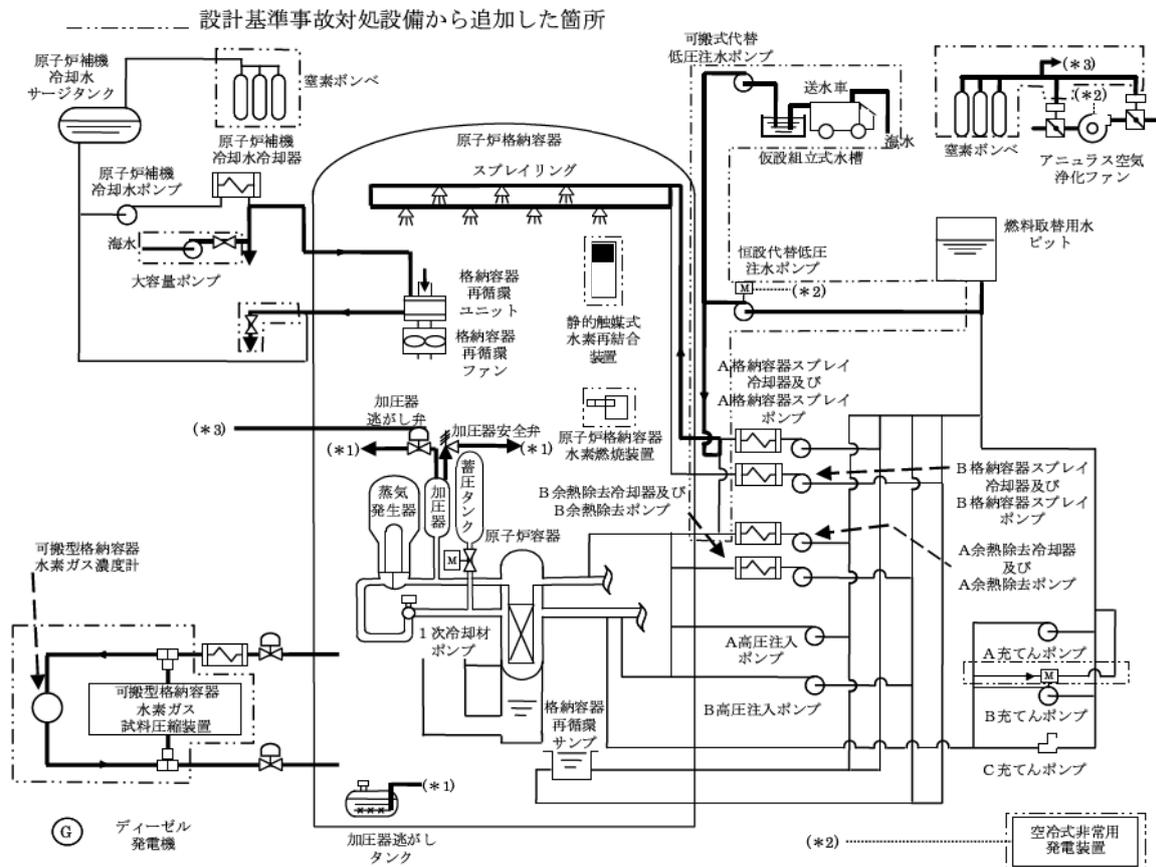
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP GOTHIC	本評価事故シナリオの重要な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。 区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器スプレイ及び水素処理を適切に評価することが可能なコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411 MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出の観点から、厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出及び炉心の保有熱量の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	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している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
初期条件		

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

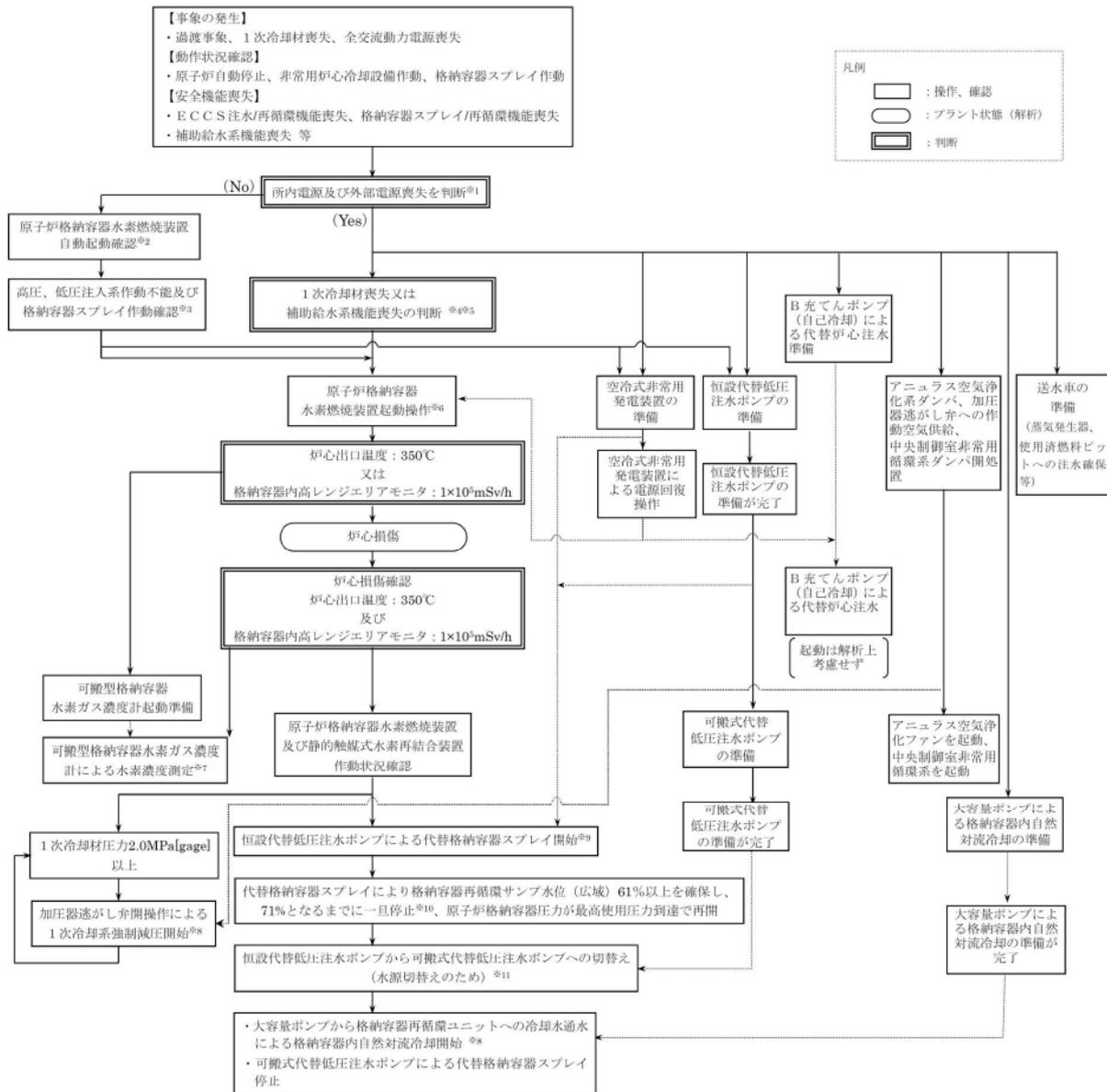
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を厳しくするように、設計値より大きい値を設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：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り、静的触媒式水素再結合装置の水素処理の観点から厳しい設定。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能及び低圧注入機能喪失	高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。
	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応することによる発生量を考慮 水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮 	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きい値を設定。金属腐食量及びヒドレンジン分解量は設計値に基づき設定。

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ	事故初期からの 原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
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	26.9m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
静的触媒式水素 再結合装置性能	1.2kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4vol%、 圧力 0.15MPa[abs])	設計値に基づき設定。
静的触媒式水素 再結合装置個数	5 個	配備個数を設定。
原子炉格納容器 水素燃焼装置	効果を期待せず	実機においては原子炉格納容器水素燃焼装置を 13 個 (予備 1 個 (ドーム部)) 設置しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待せず静的触媒式水素再結合装置の効果のみを考慮する。
再循環切替	燃料取替用水ピット水位低到達時 (3 号炉: 12.5%、4 号炉: 16.0%であり 再循環切替までに原子炉格納容器に スプレイされる水量は同一)	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。
格納容器スプレイ	事象発生 160 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。
	最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
その他		



第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図



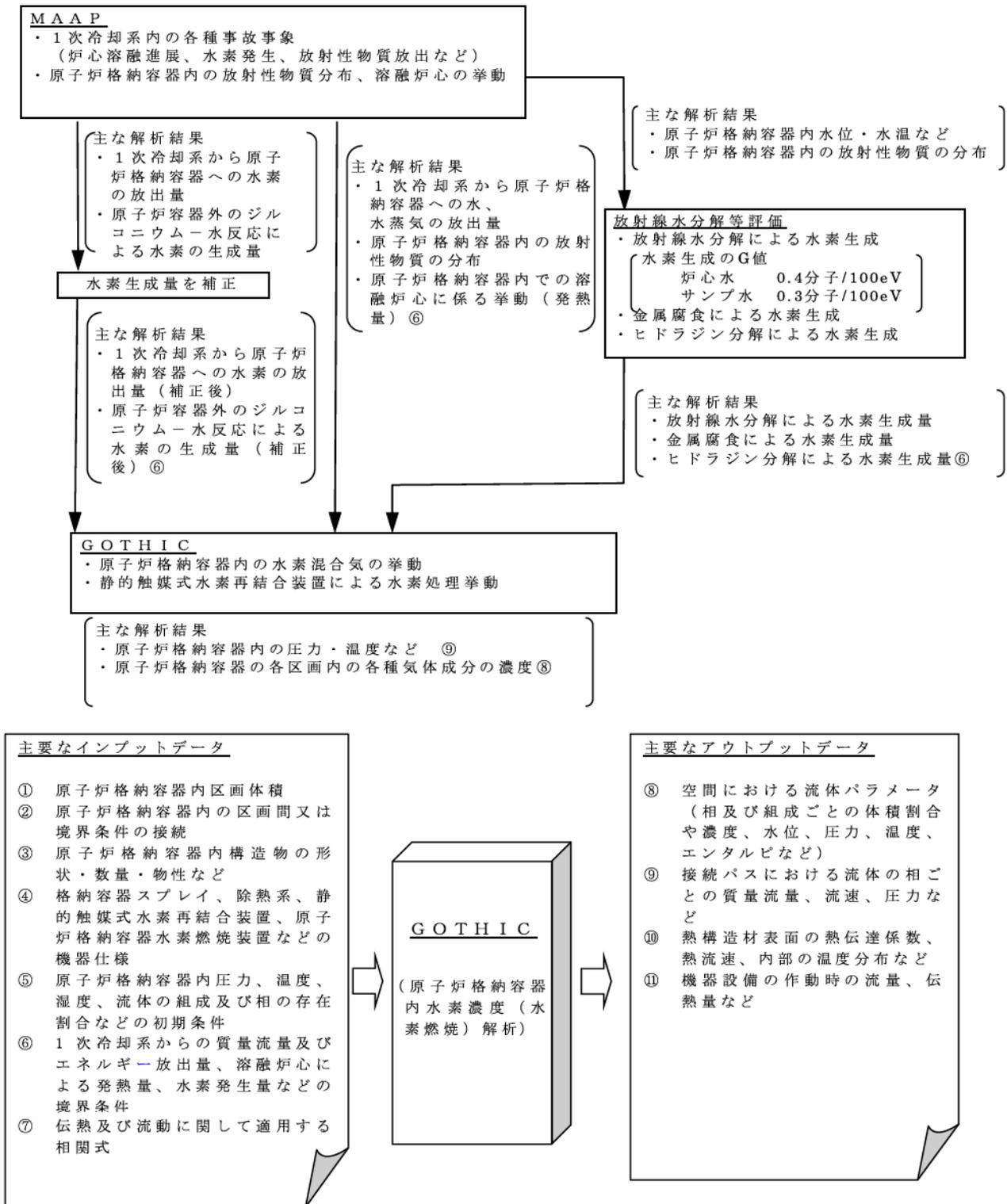
- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : 非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。
- ※3 : 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ作動を考慮する。
- ※4 : 1次冷却材喪失は以下で確認。
 ・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※5 : 補助給水系機能喪失は以下で確認。
 ・すべての蒸気発生器補助給水量計指示の合計が125m³/h未満
- ※6 : 空冷式非常用発電装置による電源回復後起動する。
- ※7 : 可搬型格納容器水素ガス濃度計を起動し、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130m³/hを下回らない流量で注水する。
 なお、格納容器スプレイが動作している場合において、再循環自動切替信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切替を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行なわれていることを確認する。
- ※10 : 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。
- ※11 : 水源切替 燃料取替用ウォーター → 海水

第 7.2.4.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要

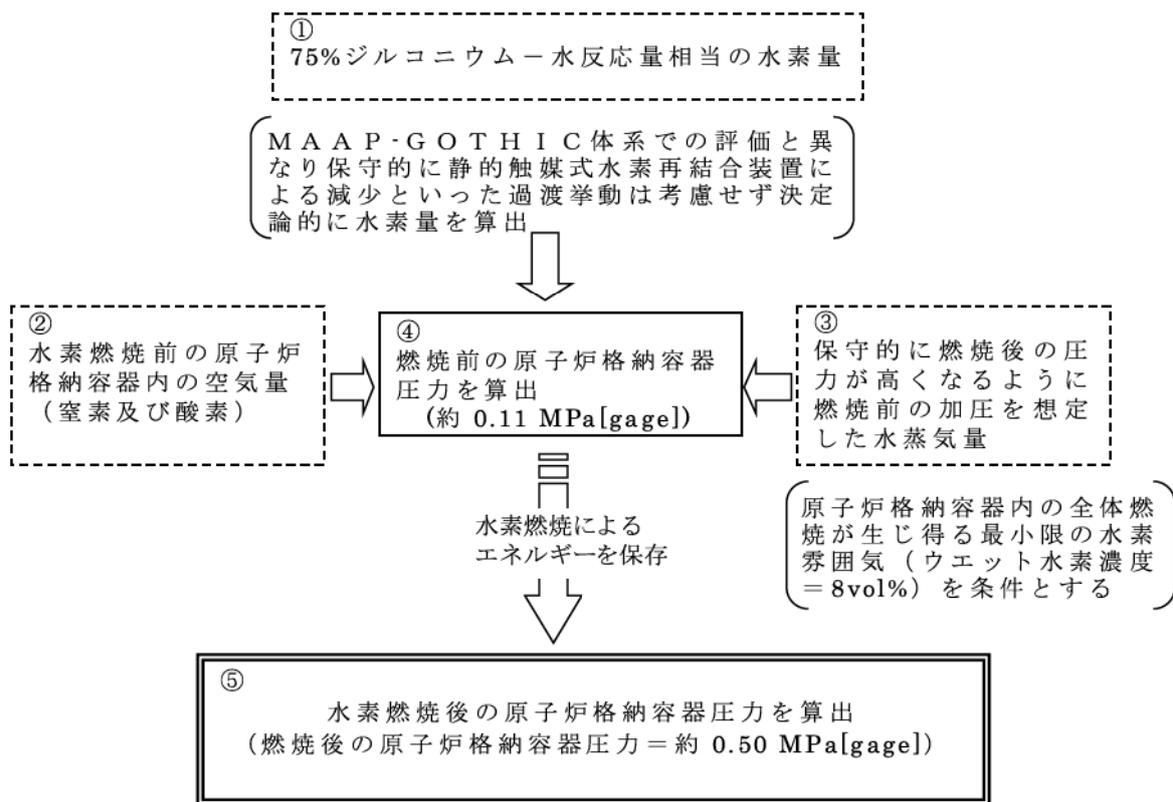
手順の項目	手順の内容	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	120	
手続の項目	手続の内容	<p>▽ 事象発生</p> <p>▽ 原子炉トリップ</p> <p>▽ 約27分 炉心損傷</p> <p>▽ 約14時間 原子炉容器破砕</p> <p>▽ 約39分 格納容器スプレイ再循環自動切換</p> <p>▽ プラント状況判断</p>										
必要な要員と作業項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動して来た要員											
当直課長、当直主任	3名14時											
状況判断	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉トリップ、タービントリップ確認 ● 所内電源及び外部電源の確認 ● 1次冷却材の漏えいを判断 ● 高圧及び低圧注入系の動作不能を確認 ● 1次冷却材の漏えいを判断 (中央制御室操作) 	10分										
2次冷却系強制冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> ● 補助水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ● 主蒸気減がし弁開操作 (中央制御室操作) 	4分 1分										
水素濃度低減操作 (原子炉格納容器水素燃焼装置起動は解除上考慮せず)	<ul style="list-style-type: none"> ● 特約燃焼式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作状況確認 (中央制御室操作) ● 原子炉格納容器水素燃焼装置起動確認 (中央制御室操作) 	5分										適宜実施 ※1
可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	<ul style="list-style-type: none"> ● 可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備 (現場操作) ● 可搬型格納容器水素ガス濃度計起動 (中央制御室操作) 	5分										
可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	<ul style="list-style-type: none"> ● 可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備 (現場操作) ● 可搬型格納容器水素ガス濃度計起動 (中央制御室操作) 	48分										適宜実施 ※2
高圧及び低圧注入系回復操作 (解除上考慮せず)	<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧注入ポンプ及び充てんポンプ起動操作 (中央制御室操作) ● 余熱除去ポンプ起動操作 (中央制御室操作) 	5分 10分										適宜実施
備置代替低圧注入系回復操作 (解除上考慮せず)	<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧注入ポンプ及び充てんポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作) ● 余熱除去ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作) 	10分 10分										適宜実施
格納容器スプレイ再循環切換確認	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器スプレイ系再循環自動切換確認 (中央制御室操作) 	25分										
電源盤確認、復旧操作	<ul style="list-style-type: none"> ● 電源盤確認、復旧操作(復旧に失敗) ※3 (現場操作) 	10分										※3: 電源盤復旧が完了に要する時間は10分に満たず、電源盤復旧に要する時間より長い場合は、事前に考えらるる原因を調査し回復を図る。
機器の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> ● 電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※4 (現場操作) 	10分										※4: 通常の交通手段での召集を期待。

上記要員に加え、緊急時対策本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実施の要諦等を考慮し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、運転員は手順書に於いて各操作条件を満たせば前記操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作条件時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については指定時間により算出)。

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



第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要

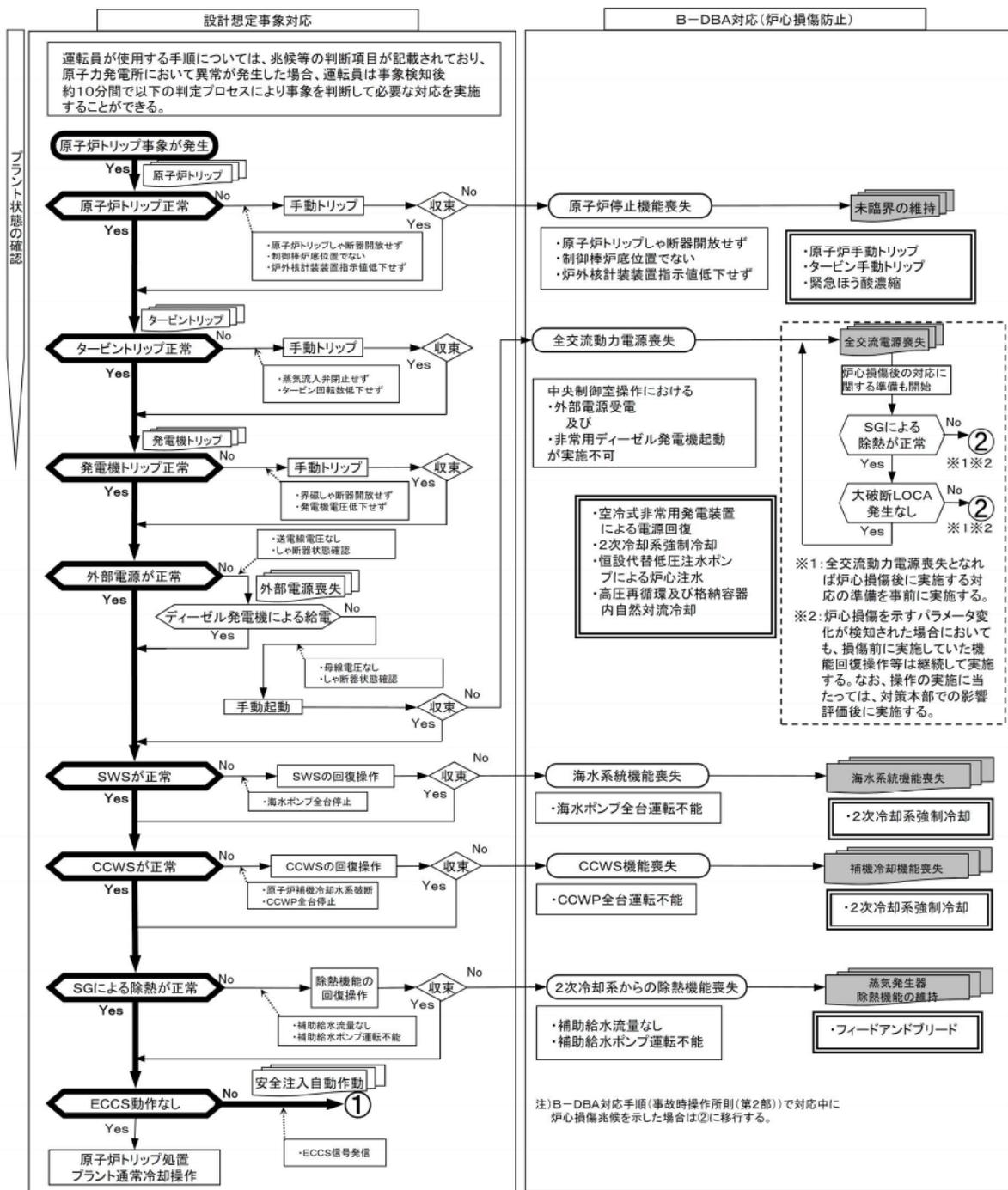


原子炉格納容器圧力

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

(「'」は燃焼後の状態を表す。)

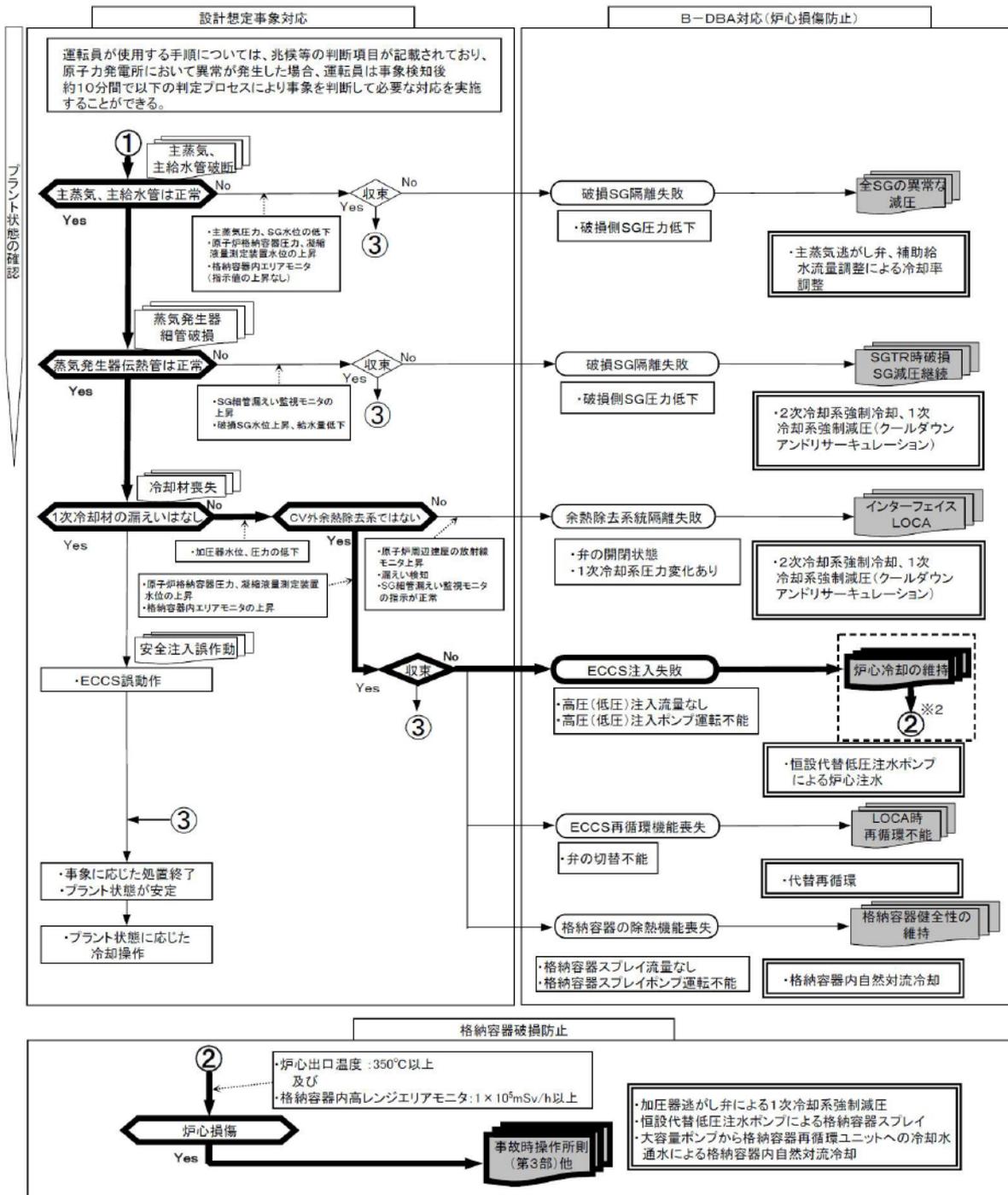
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



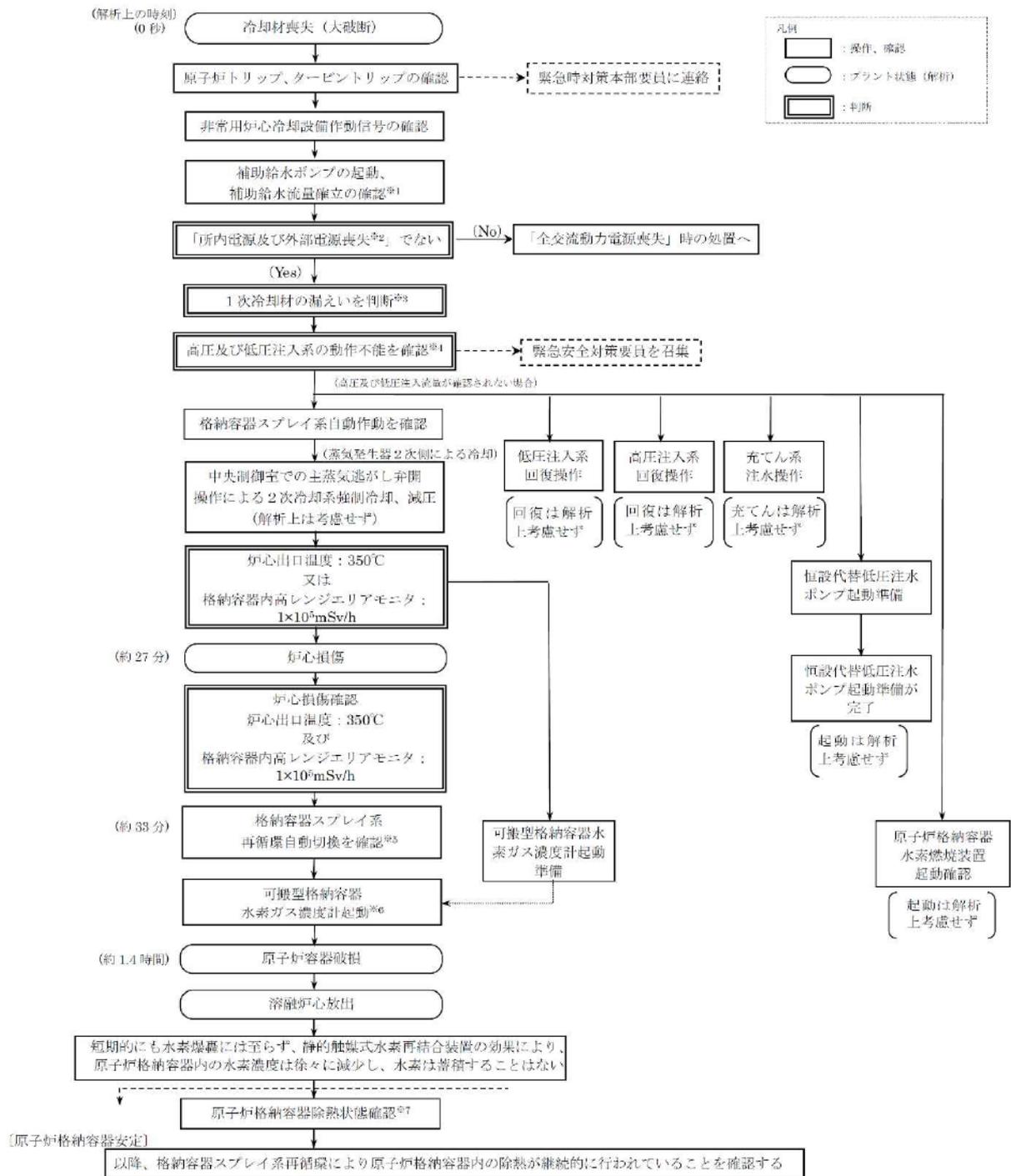
凡例: [] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

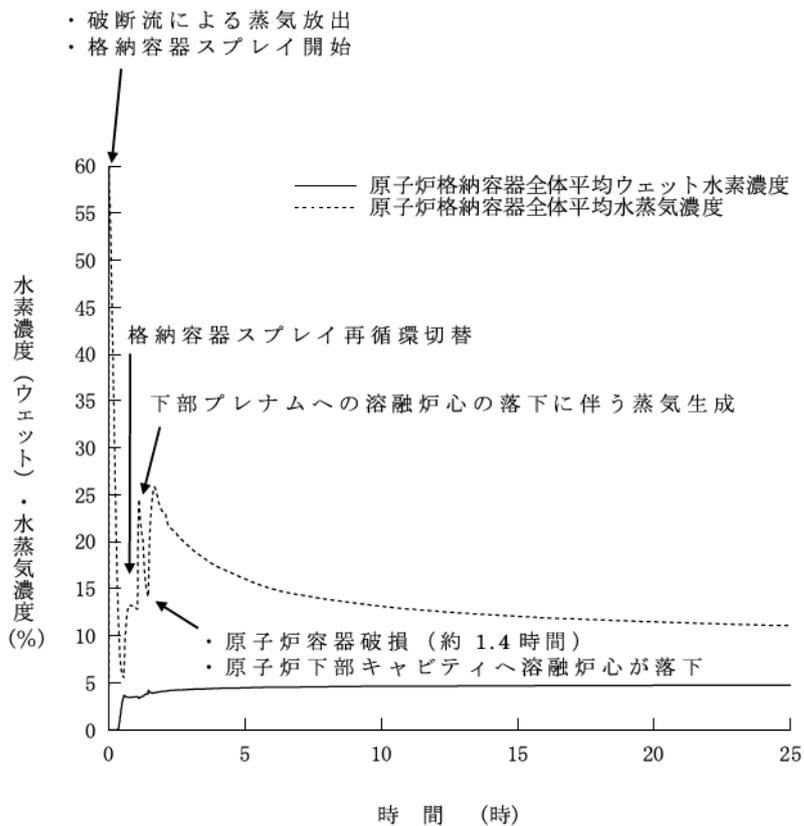
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス)
(大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (1/2)



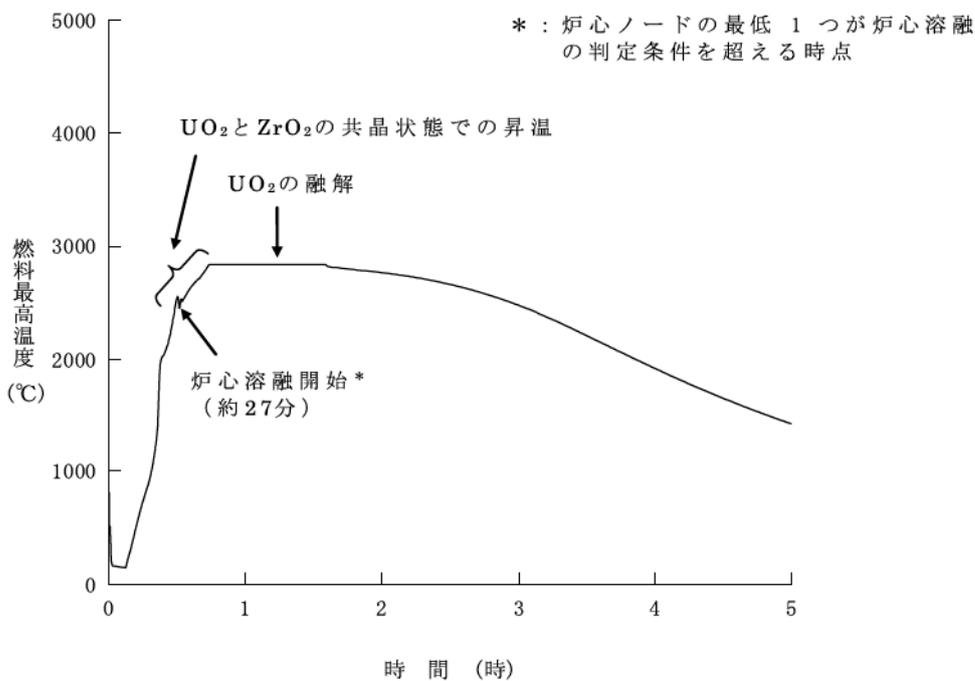
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス)
 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (2 / 2)



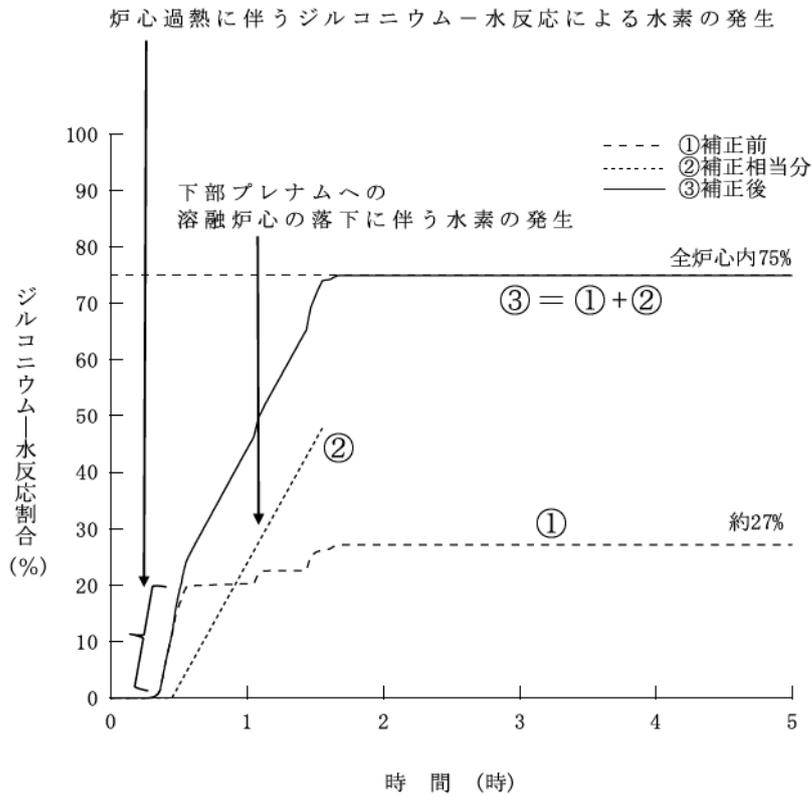
第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）
 （大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）



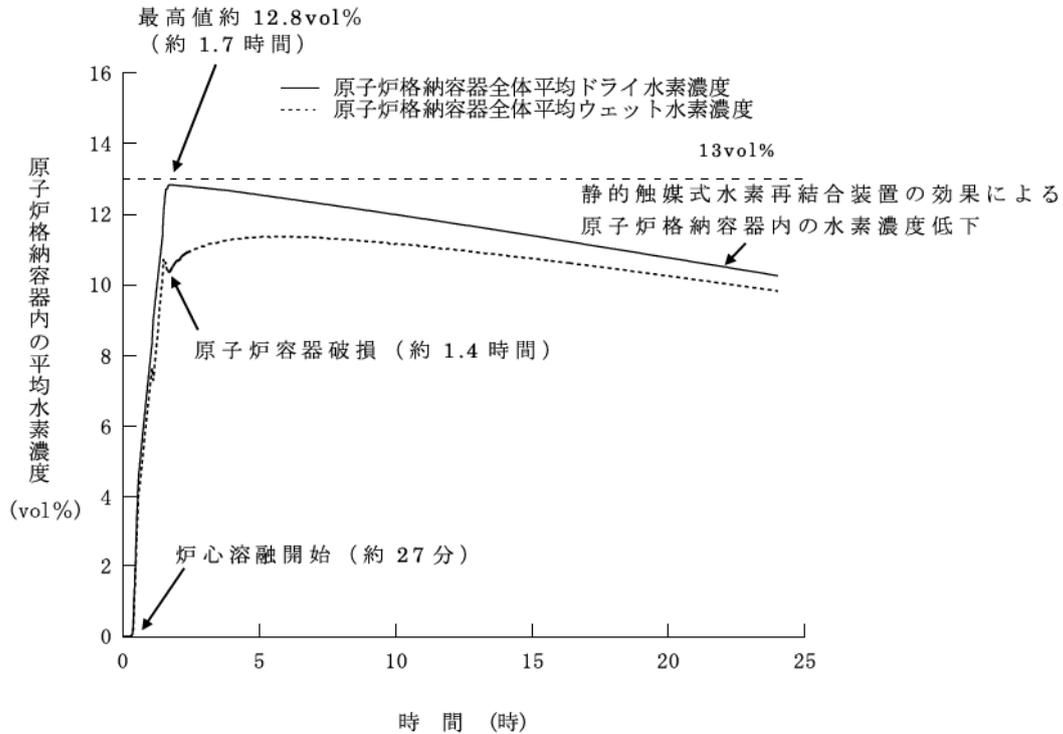
第 7.2.4.8 図 原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (M A A P)



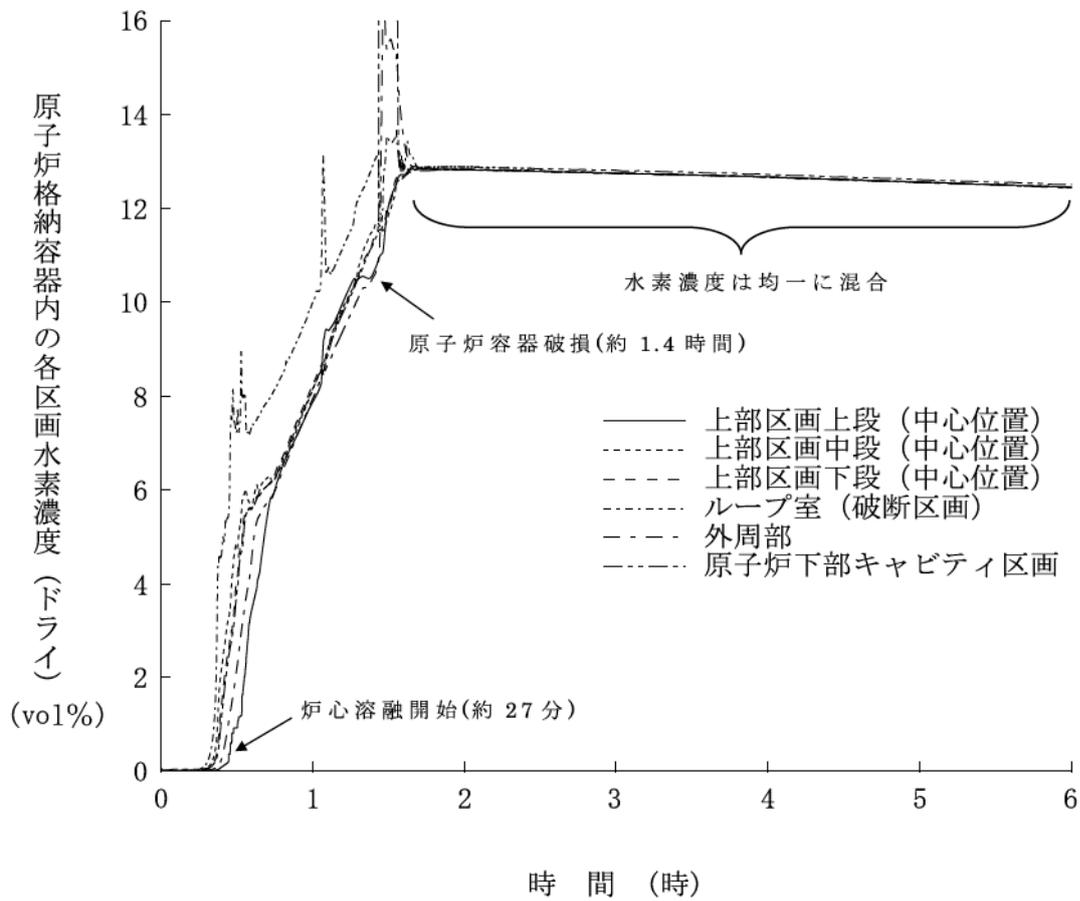
第 7.2.4.9 図 燃料最高温度の推移 (M A A P)



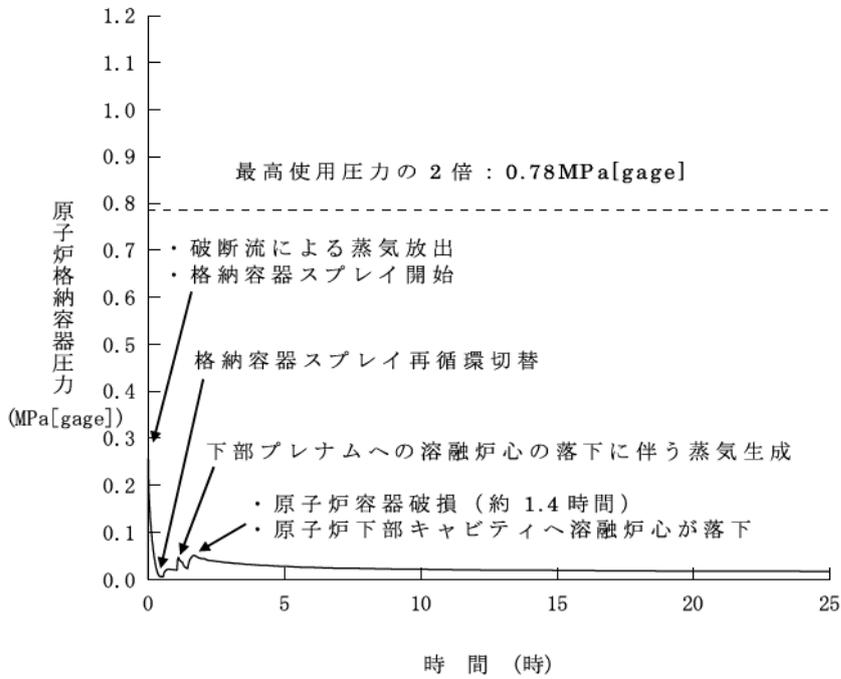
第 7.2.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)



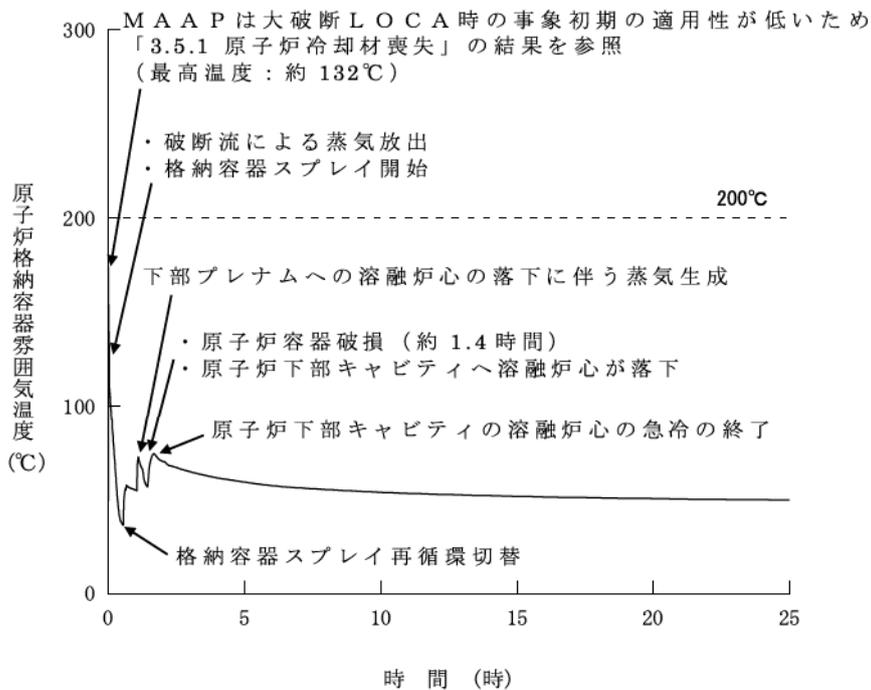
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)



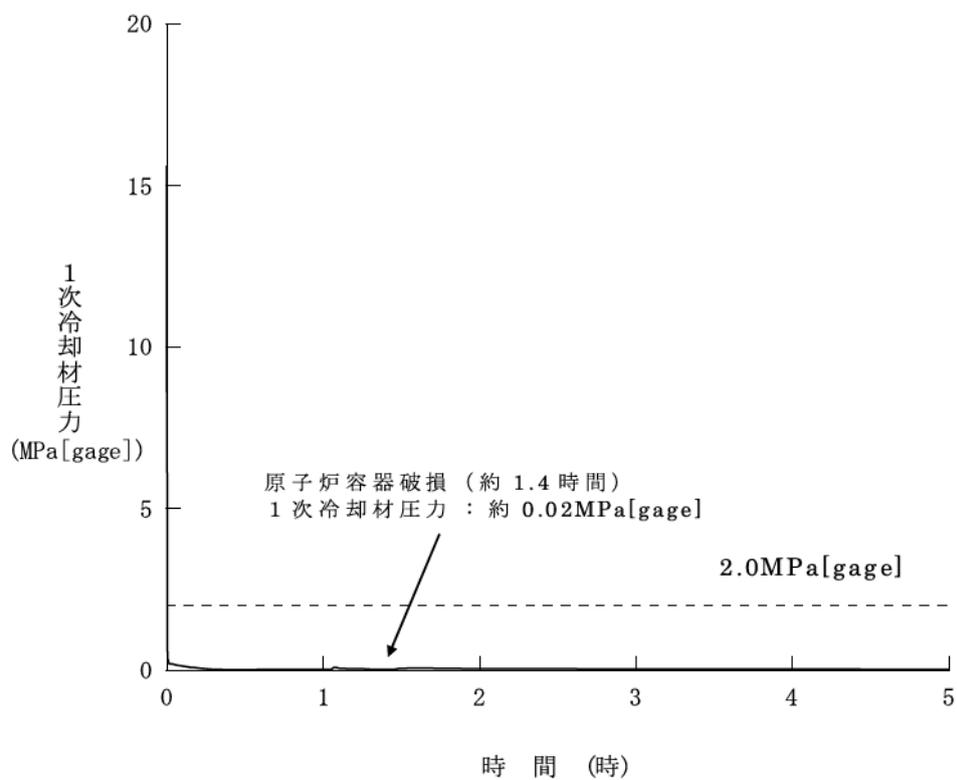
第 7.2.4.12 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)



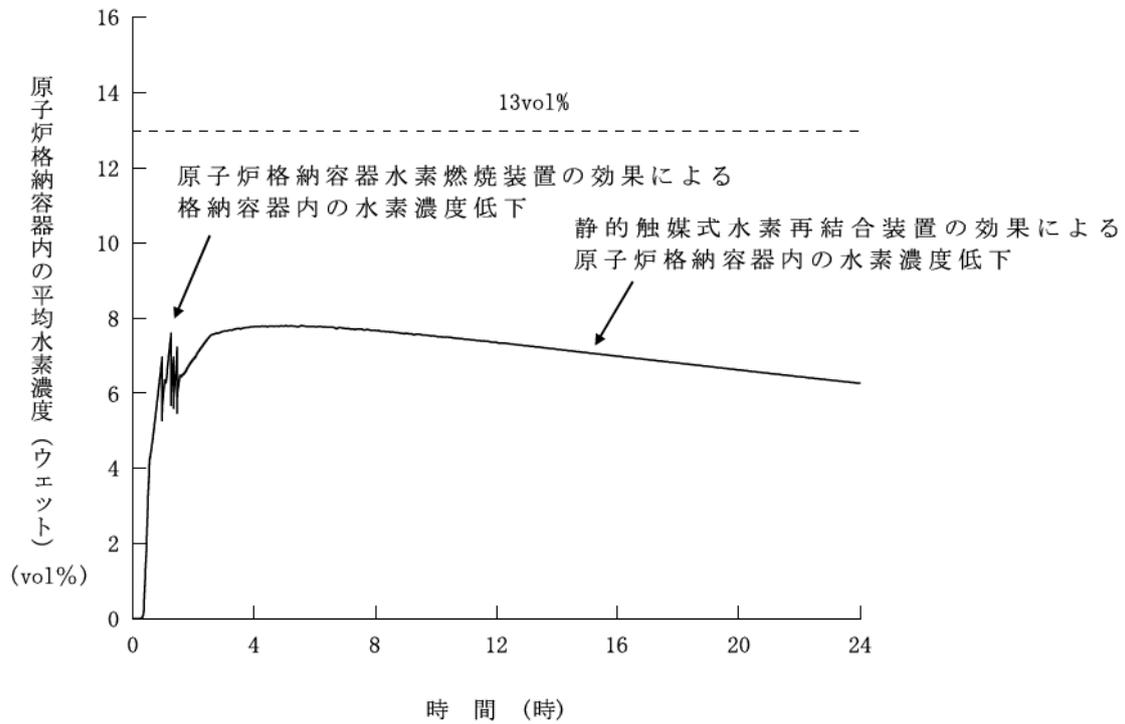
第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (M A A P)



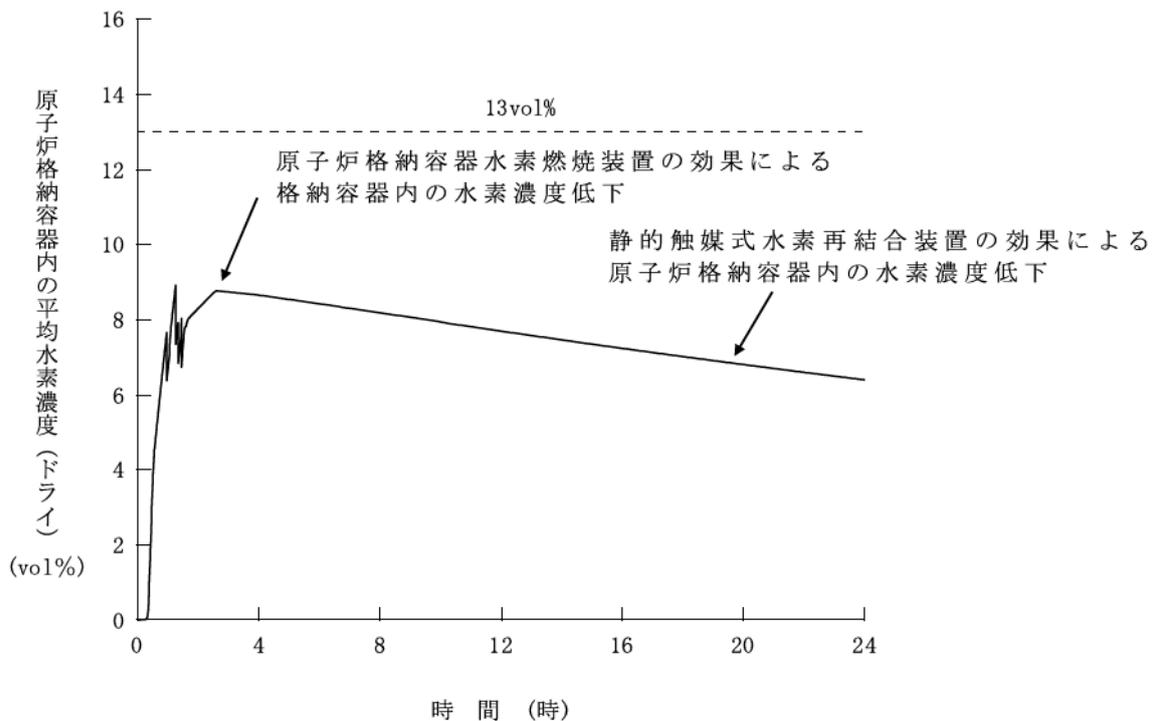
第 7.2.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (M A A P)



第 7.2.4.15 図 1 次冷却材圧力の推移 (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 (溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさ影響)



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 (溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさ影響)

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

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

さらに、継続的に発生する水素を処理する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用い

た代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備する。

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

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

7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCA

Aに比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「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」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及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

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

本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

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

b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

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

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

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

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

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.5.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で 0.8MW/m^2 相当とする。

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

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

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第 7.2.1.1.4 図及び第 7.2.1.1.5 図と同様である。溶融炉心・コンクリート相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマット侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.2.5.1 図及び第 7.2.5.2 図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約 21 分後に炉心溶融に至り、約 51 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは第 7.2.5.2 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは約 5mm にとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)に示す評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。

「6.2.2.2 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。

7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆

管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作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の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

炉心損傷後の原子炉容器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。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉

下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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

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

炉心損傷後の原子炉容器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おり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約 17cm のコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約 6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約 14.5m² となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する可能性がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約 17cm のコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。

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

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

いずれのケースにおいても、実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリ

ートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.2.5.1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び 1 次冷却材の流出流量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、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作は

なく、運転員等操作時間に与える影響はない。

地震により *Excess LOCA* が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.5.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における *Excess LOCA* の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(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、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

地震により *Excess LOCA* が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

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

いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断 *LOCA* 時と同様に事象発生約51分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビ

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

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生の 60 分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

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

恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約 51 分後であるのに対し、事象発生の 60 分後に開始する場合について、感度解析結果を第 7.2.5.9 図及び第 7.2.5.10 図に示す。その結果、原子炉容

器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約 0.9m であり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から 60 分以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

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

7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、L O C A、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、E C C S再循環機能等の安全機能が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを確認した。長期的には、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。

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

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

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

以上のことから、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレー、並びに格納容器再循環ユニッ

トを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

第 7.2.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (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	本評価事故シナリオ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レント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするよう、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、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)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定している。
蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	50t (1 基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の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、ヒートシンクの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、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

初期条件

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 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 ・ 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	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ず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

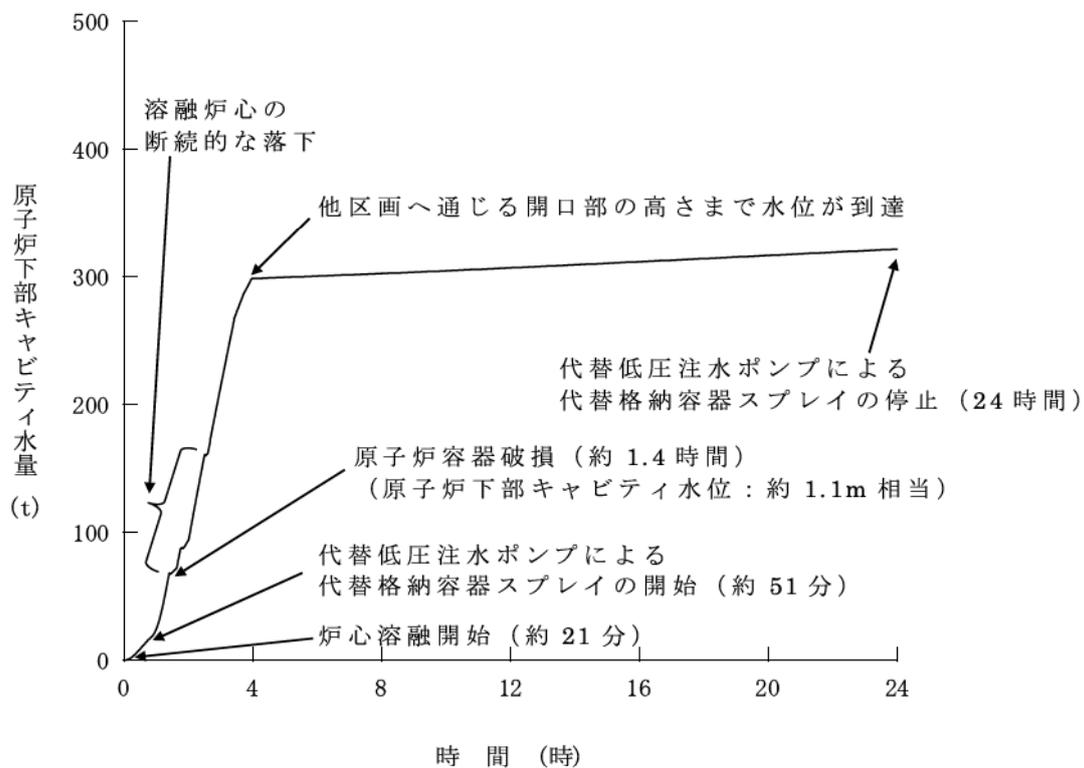
第 7.2.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
(大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ	1 次冷却ポンプ回転数低 (定格回転数の 92.6%) (応答時間 0.6 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時間を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生の 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
蓄圧タンク保持圧力	200m ³ /h (蒸気発生器 4 基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値 250m ³ /h から、ミニフロー流量 50m ³ /h を除いた値により設定。
蓄圧タンク保有水量	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	26.9m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。
格納容器再循環ユニット	130m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
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	2 基 1 基当たりの除熱特性： 100℃～約 168℃、 約 4.1MW～約 11.2MW	設計値より小さい値を設定。
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面の拡がり	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を期待しない。
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶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。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶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。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心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、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

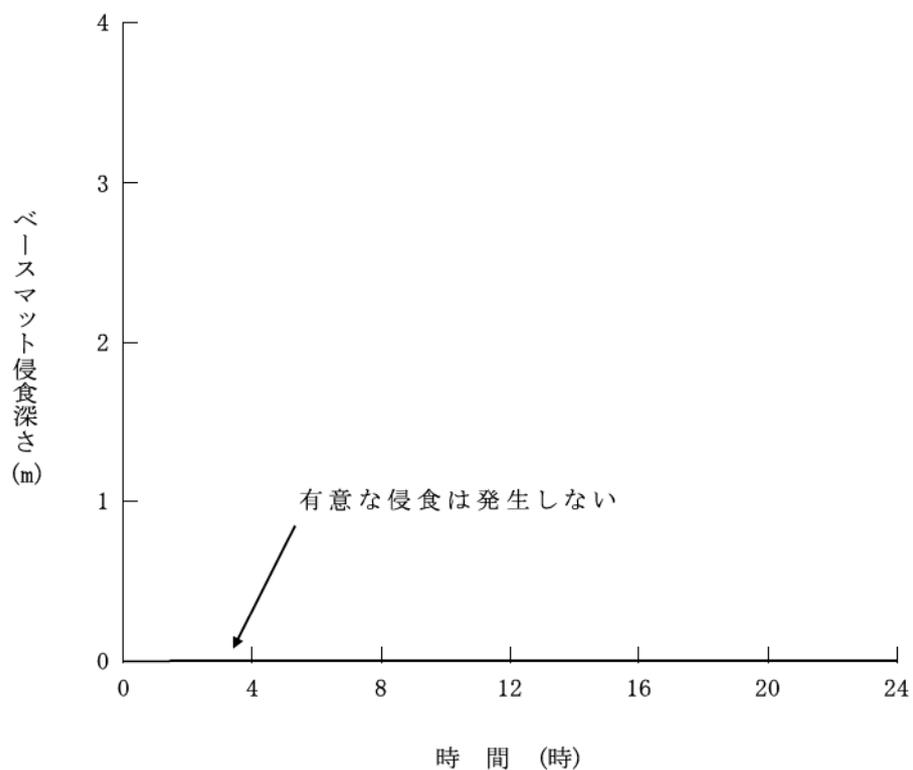
重大事故等対策に関連する機器条件

第 7.2.5.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 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) (4/4)

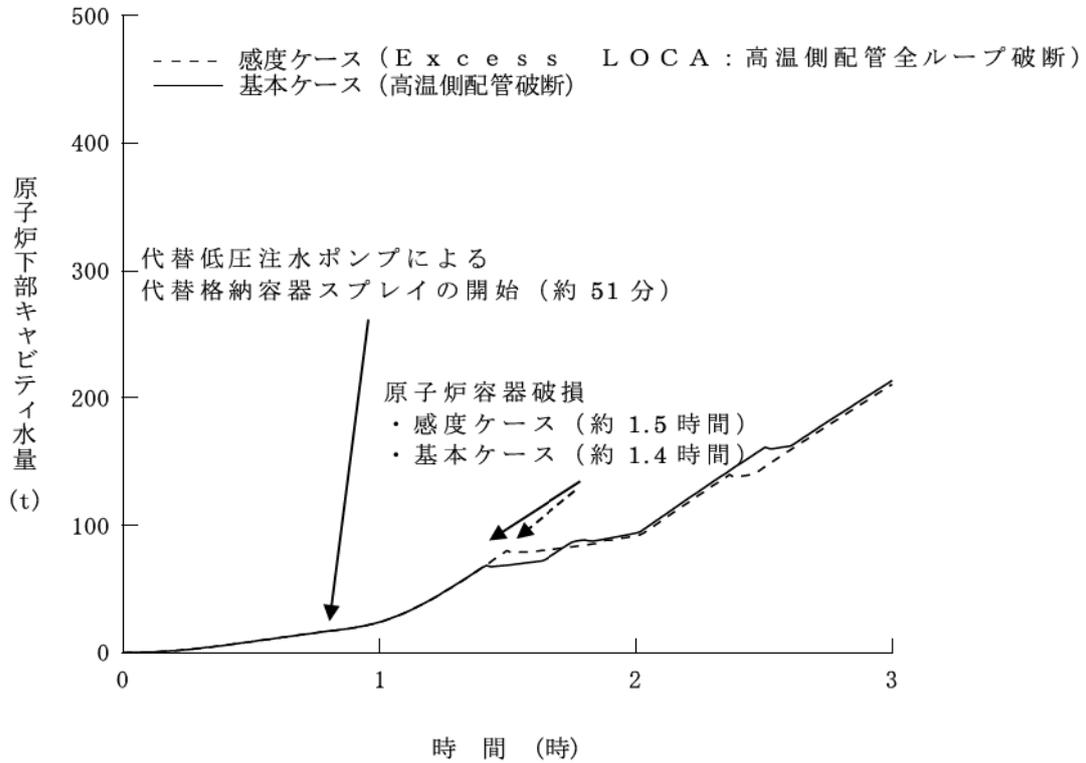
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する 操作条件 代替低圧注水ポンプ 作動	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
代替低圧注水ポンプ 停止	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。



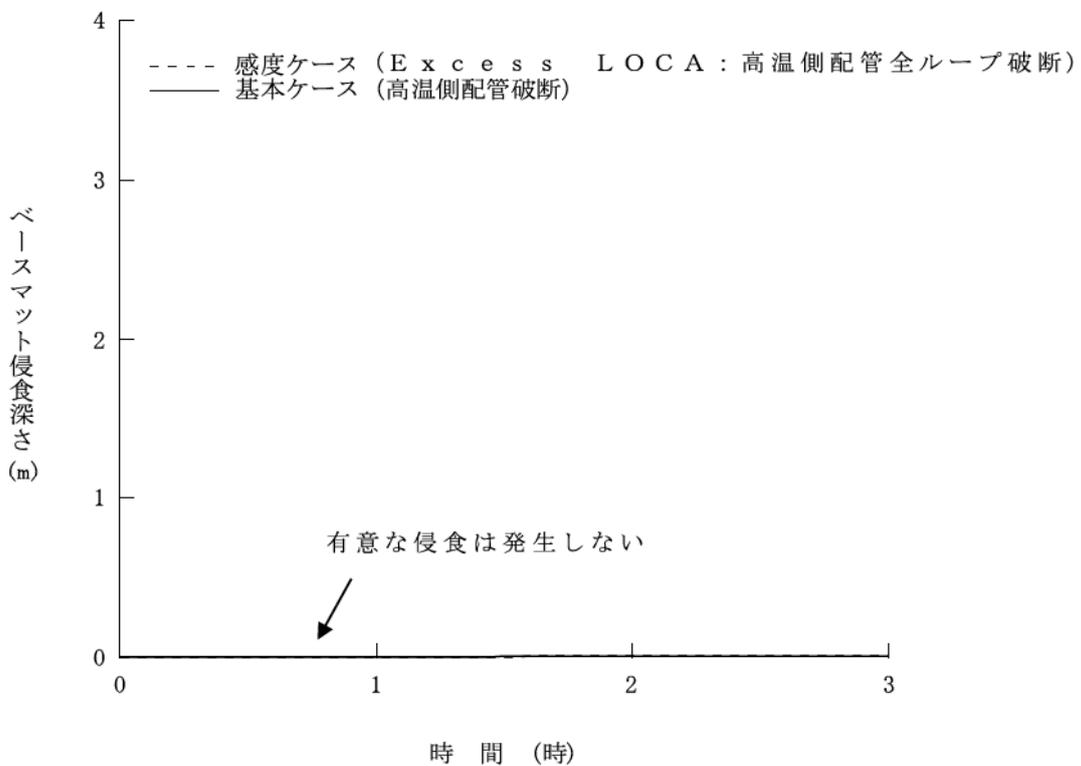
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



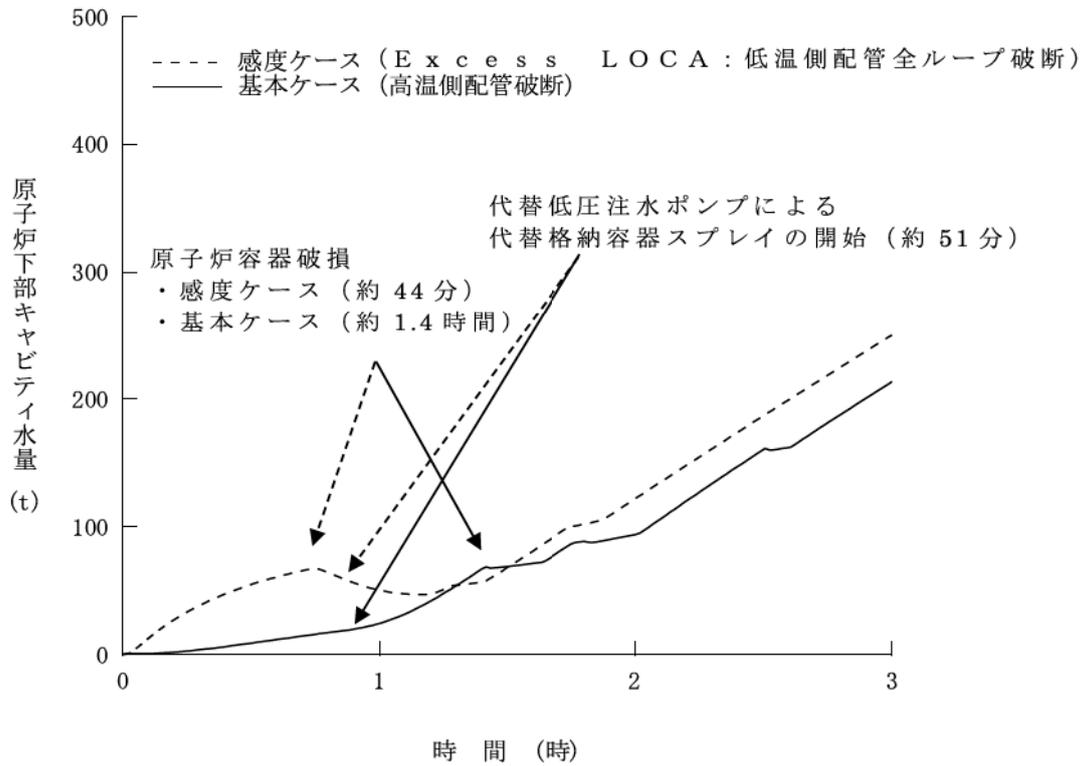
第 7.2.5.2 図 ベースマツト侵食深さの推移



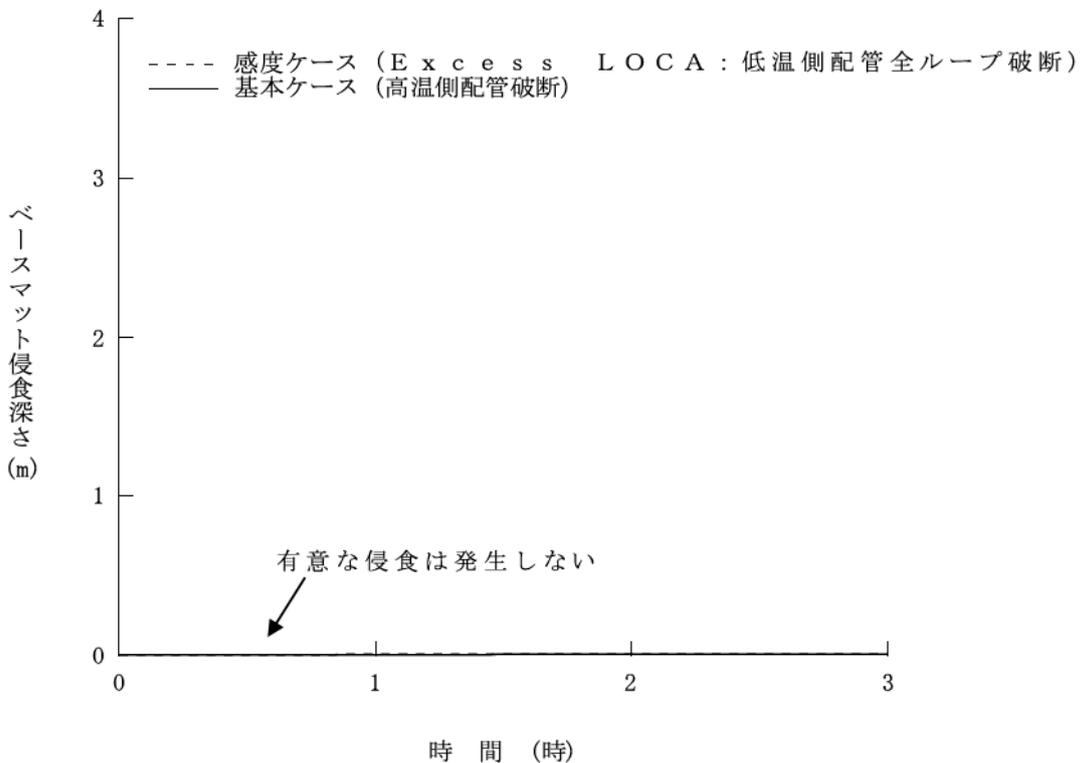
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



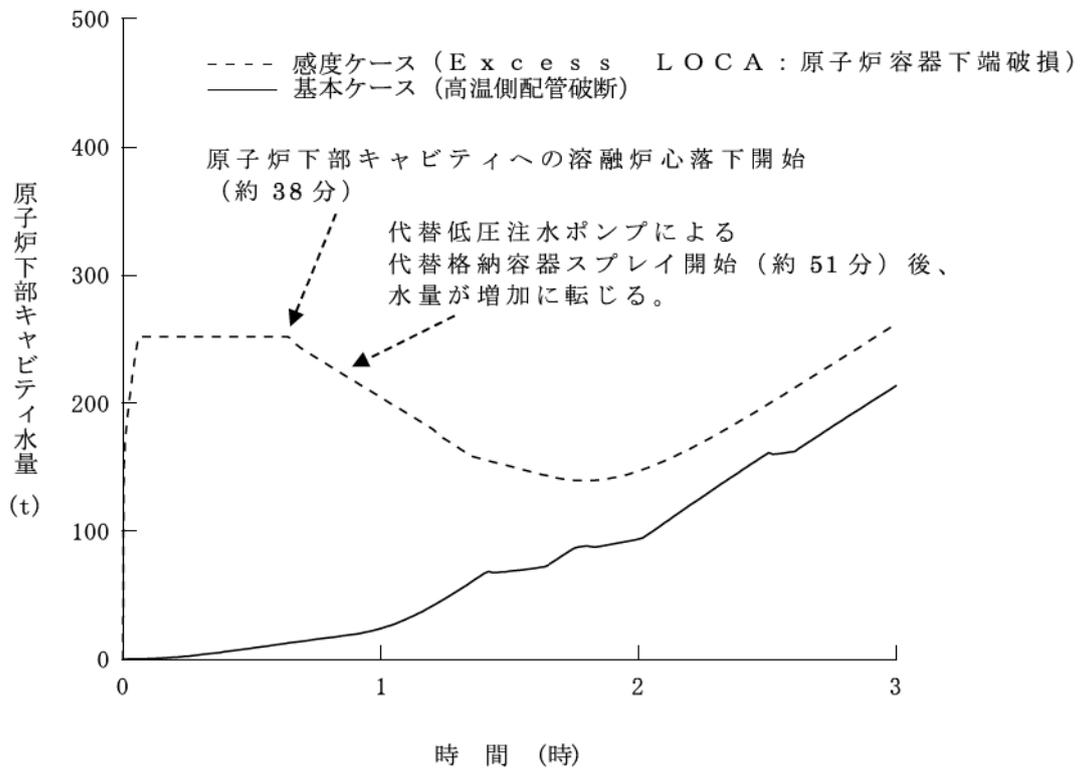
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



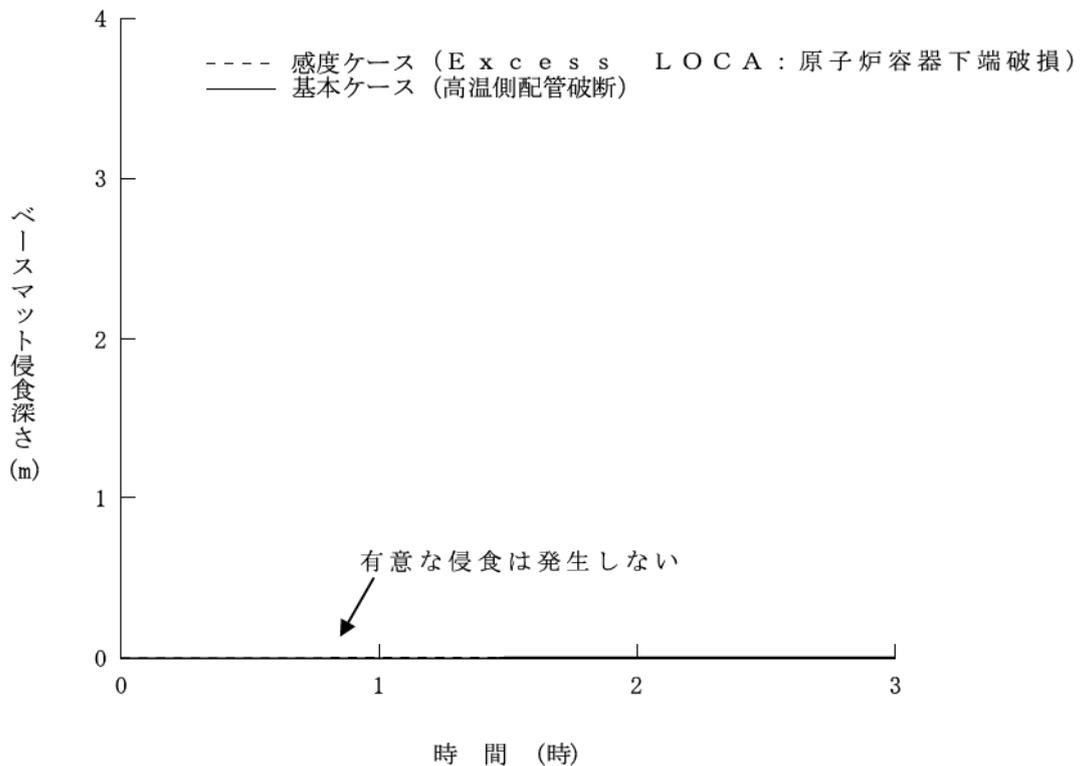
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



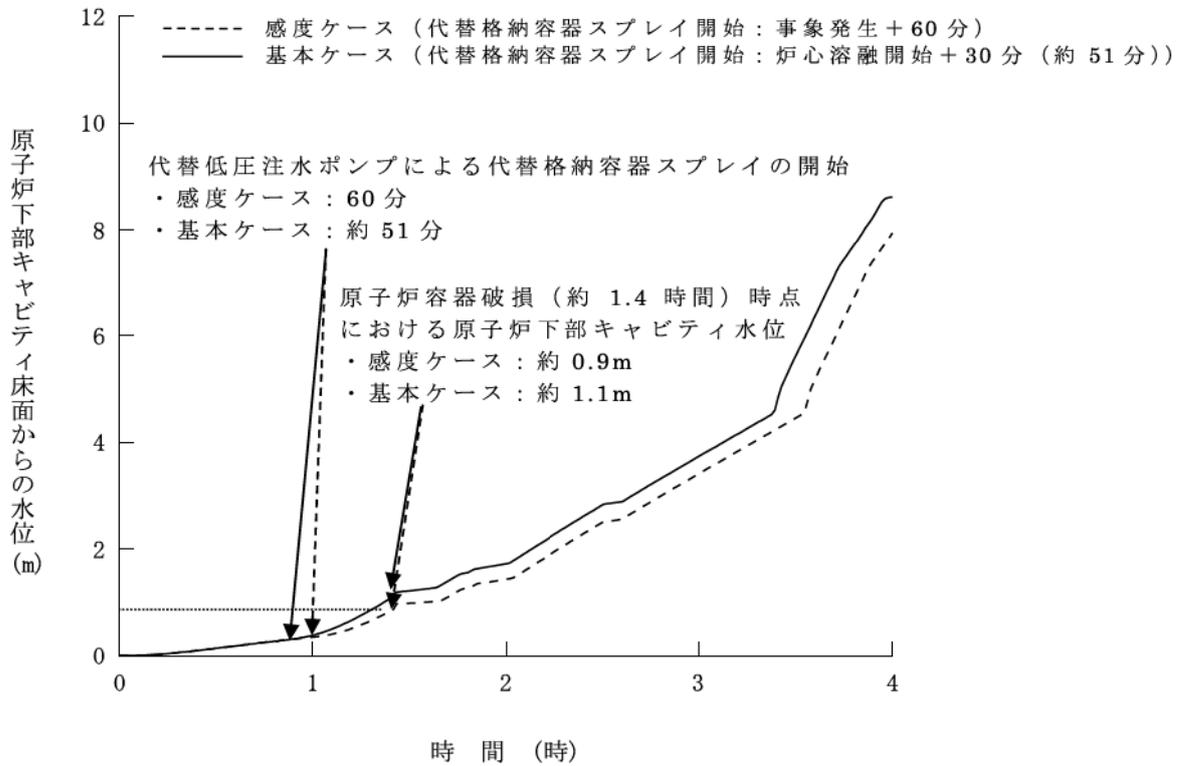
第 7.2.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



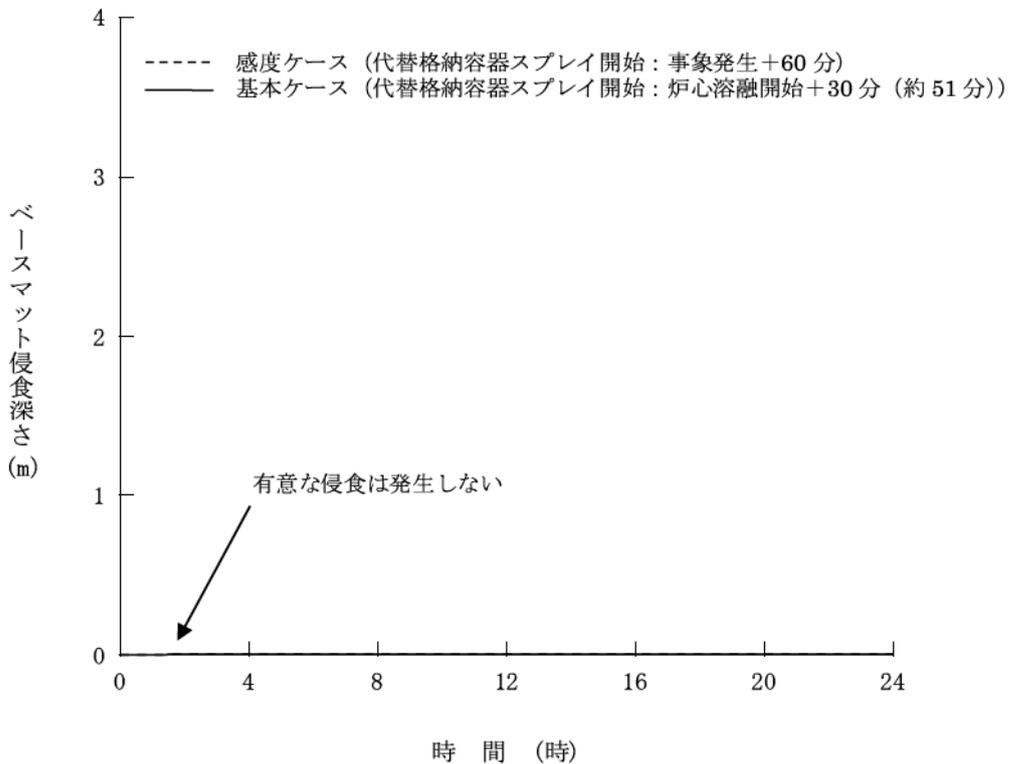
第 7.2.5.7 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



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

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

7.3.1 想定事故 1

7.3.1.1 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

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

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

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

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

(3) 燃料損傷防止対策

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

に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.1.1 表に示す。

想定事故 1 における 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、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 34 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 6 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 20 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.3.1.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

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

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

b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認

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

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

c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

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

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

d. 使用済燃料ピット注水操作

淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓、屋外消火栓又はポンプ車からの注水を行う。

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

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

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

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

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、燃料頂部より 7.38m とする。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

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

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として 25m³/h を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 送水車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の 5.9 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 1 の事象進展を第 7.3.1.2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約 12 時間で 100℃ に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第 7.3.1.4 図に示すとおり事象発生の約 2.6 日後である。

事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間は、事象発生後の 5.9 時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生後の約 2.6 日後に対して十分な時間余裕がある。

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

b. 評価項目等

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

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は A エリアで約 0.953、B エリアで約 0.970 であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生後の 5.9 時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生後の約 9.8 時間後には使用済燃料ピット水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

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

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.3.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱、初期水位及び初期水温の影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とする操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

に対する余裕は大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約 2.6 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 2.4 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 5.9 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内では、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.5 日短い約 2.1 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 5.9 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

(2) 操作時間余裕の把握

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

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生の約 2.6 日後であり、送水車による注水を開始する時間である事象発生の 5.9 時間後に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故 1 において、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 34 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 68 名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「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 70 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故 1 において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3 号炉及び 4 号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料（軽油）については共用であるため、3 号炉及び 4 号炉の合計の消費量を評価する。

a. 水源

海水を取水源として、送水車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水(25m³/h)を行う。

b. 燃料

(a) 重油

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 594.7kl の重油が必要となる。

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

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約

603.1kℓ となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。

(b) 軽油

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、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の5時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約4,809ℓの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約9,618ℓ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21,000ℓにて供給可能である。

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.3.1.5 結論

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

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

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

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、想定事故1における重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

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

第 7.3.1.1 表 「想定事故 1」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	<p>・ 使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能の故障を判断し、使用済燃料ピット冷却機能の回復操作、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモータ、可搬式使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置を行う。</p> <p>・ 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。</p>	-	-	使用済燃料ピット温度 (A M用) 使用済燃料ピット水位 (A M用) 使用済燃料ピット監視カメラ
b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認	<p>・ 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。</p>	-	-	使用済燃料ピット温度 (A M用) 使用済燃料ピット水位 (A M用) 使用済燃料ピット監視カメラ
c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	<p>・ 2次純水系及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。</p>	【燃料取替用水ピット】	-	使用済燃料ピット温度 (A M用) 使用済燃料ピット水位 (A M用) 使用済燃料ピット監視カメラ 燃料取替用水ピット水位
d. 使用済燃料ピット注水操作	<p>・ 淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓、屋外消火栓又はポンプ車からの注水を行う。</p> <p>・ 1次純水系タンクが使用可能であれば、1次純水系タンクからの注水操作を行う。</p> <p>・ 淡水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。</p> <p>・ 以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。</p>	-	送水車 軽油ドラム缶	使用済燃料ピット温度 (A M用) 使用済燃料ピット水位 (A M用) 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置を含む。) 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモータ 可搬式使用済燃料ピット水位

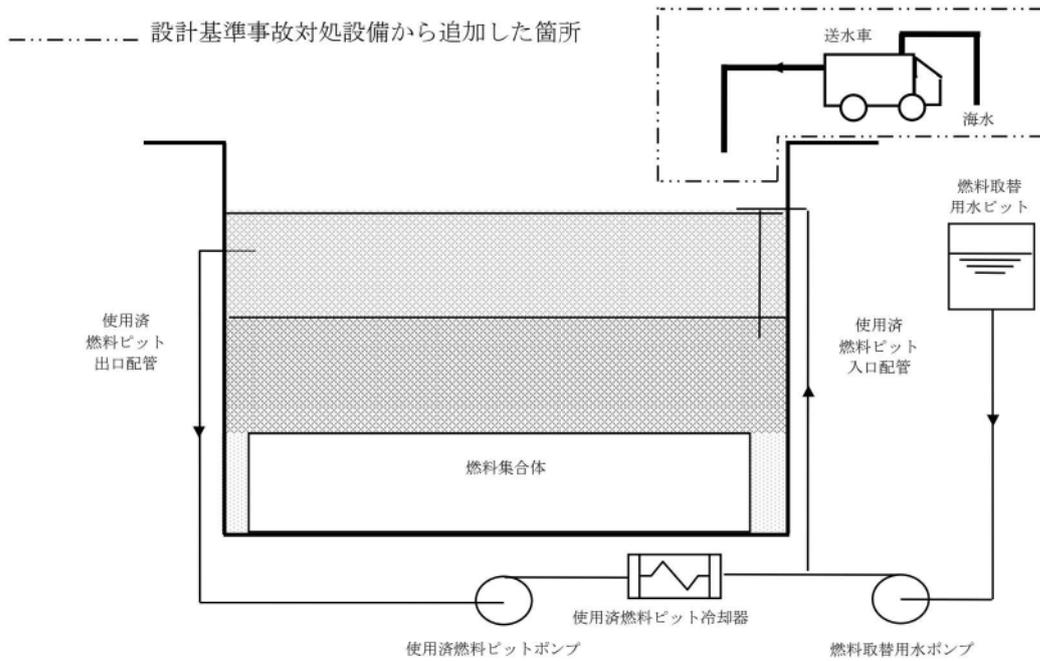
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

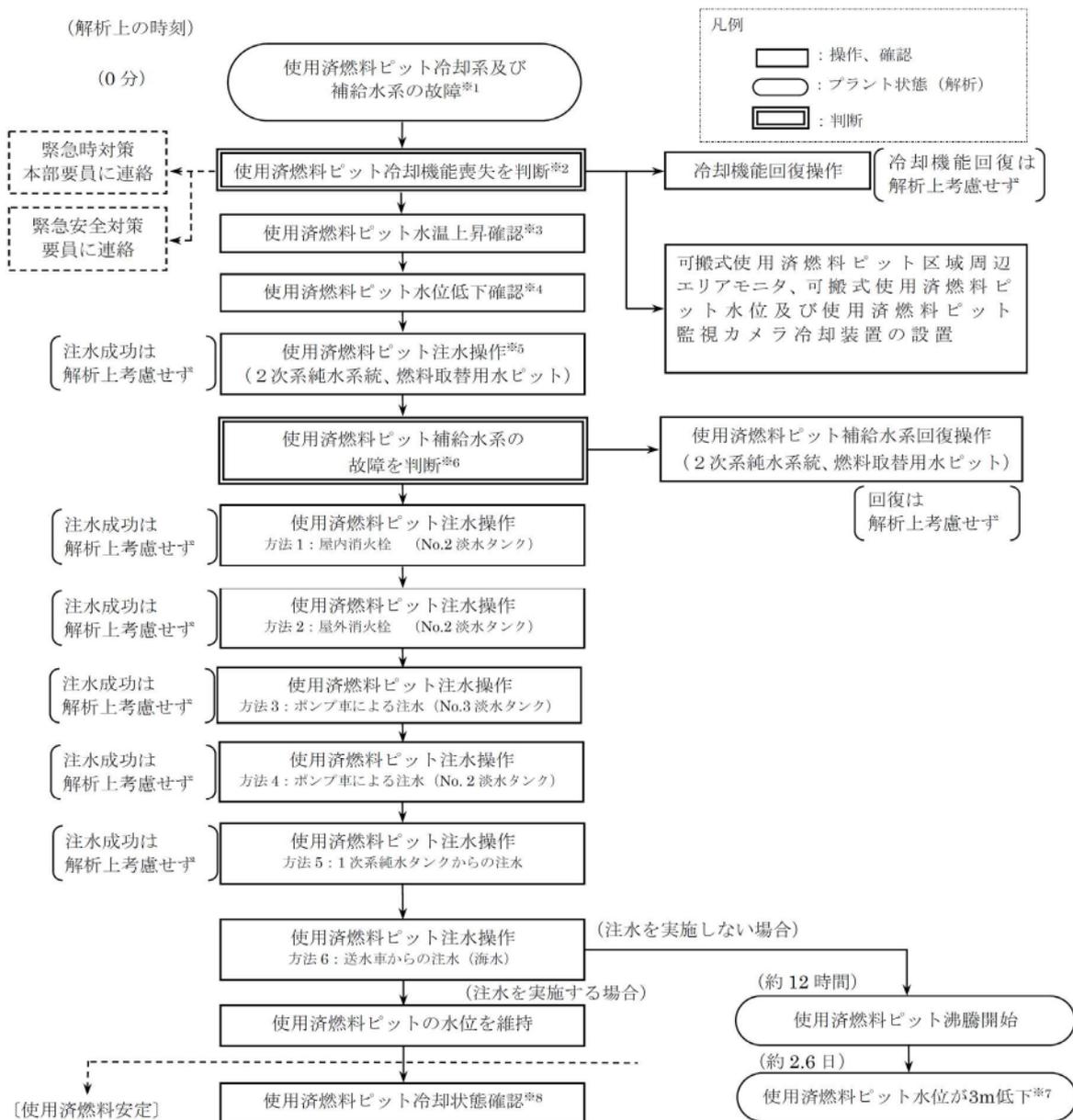
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
使用済燃料ピット崩壊熱	11.674MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心の燃料と過去に取り出された燃料（1、2、4（3）号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯にした状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	燃料頂部より 7.38m	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取替建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるための許容水位低下量は約 3.19m であり、評価に使用する水位低下量を保守的に 3m とする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約 7.57m であるが、初期水位を燃料頂部より 7.38m と設定。
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋キヤナル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃ まで上昇する時間の評価は、Aエリアのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合とある場合は、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。
初期条件		
事故条件		

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

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる 最低水位	燃料頂部から 4.38m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計 基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	送水車の使用済燃料 ピットへの注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量と して設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	送水車による使用済 燃料ピットへの注水開始	事象発生後の 5.9 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保 つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できるとき最低水位に到達す るまでに注水操作を実施するとして、事象発生時の確認及び移 動に必要な時間等を考慮して設定。



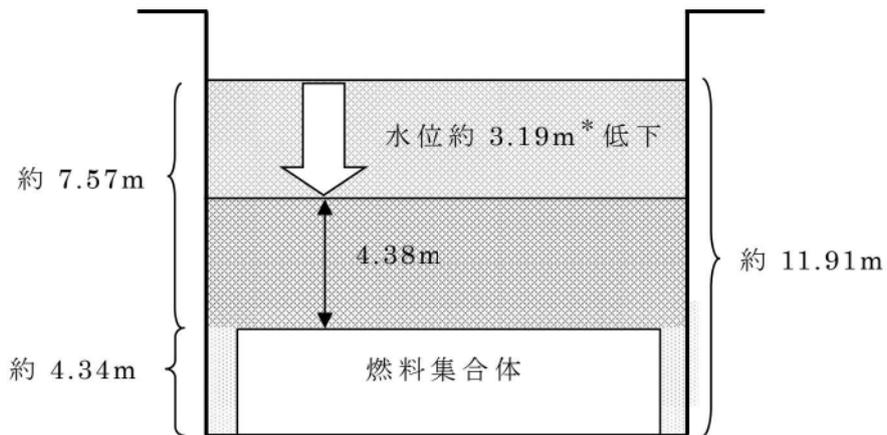
第 7.3.1.1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1 : 本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交流動力電源喪失が起因となる場合は、「全交流動力電源喪失」の対応手順の「送水車の準備(蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水確保等)」の中で対応する。
- ※2 : 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。
使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位
- ※3 : 使用済燃料ピット温度高警報 50℃
- ※4 : 使用済燃料ピット水位低警報 E.L.+33.06m (通常水位 E.L.+33.16m)
- ※5 : 使用済燃料ピットのほう素濃度及び注水量により水源を決定する。
- ※6 : 使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。
2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。
- ※7 : 使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) を確保できる水位。
(初期水位から蒸発による低下分)
- ※8 : 使用済燃料ピット冷却状態確認は以下で確認。
使用済燃料ピット水位確保、温度安定

第 7.3.1.2 図 「想定事故 1」 の対応手順の概要

(「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の事象進展)



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
① 3m*分の評価水量 (m ³)		—
	A エリア	約 527 m ³
	B エリア	約 342 m ³
	A,B エリア間	約 6 m ³
	原子炉補助建屋チャネル	約 52 m ³
	燃料検査ピット	約 72 m ³
計		999 m ³
② 崩壊熱による保有水蒸散量		19.44 m ³ /h
③ 3m 水位低下時間 (①/②)		約 2.1 日間
④ 水温 100℃までの時間		約 12 時間
合計 (③+④)		約 2.6 日間

* 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるための許容水位低下量は約 3.19m であり、評価に使用する水位低下量を保守的に 3m とした。

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

7.3.2 想定事故 2

7.3.2.1 想定事故 2 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

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

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

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

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

(3) 燃料損傷防止対策

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

想定事故 2 における 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、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 34 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 6 名である。発電

所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 20 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.3.2.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

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

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

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

b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

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

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

c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。

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

d. 使用済燃料ピット注水操作

淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓、屋外消火栓又はポンプ車からの注水を行う。

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクから

の注水操作を行う。

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

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

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

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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

a. 初期条件

想定事故2に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水

位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下すると想定し、この時の使用済燃料ピット水位は、燃料頂部より 6.30m とする。

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

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

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

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として 25m³/h を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 送水車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の 5.9 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 2 の事象進展を第 7.3.2.2 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約 11 時間で 100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第 7.3.2.4 図に示すとおり事象発生の約 1.8 日後である。

事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間は、事象発

生の 5.9 時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生約 1.8 日後に対して十分な時間余裕がある。

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

b. 評価項目等

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

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は A エリアで約 0.953、B エリアで約 0.970 であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生約 5.9 時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生約 5.9 時間後には使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故 2 は、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作により、

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

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.3.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱及び初期水温の影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線

の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約 1.8 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.6 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 5.9 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内では、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.5 日短い約 1.3 日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 5.9 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

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

作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

(2) 操作時間余裕の把握

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

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生の約 1.8 日後であり、送水車による注水を開始する時間である事象発生の 5.9 時間後に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.3.2.4 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、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 34 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 68 名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「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 70 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

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

7.3.2.5 結論

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

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

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

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、想定事故 2 における重大事故等対策の実施

に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.3.1 想定事故1」と同様であり供給可能である。

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

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 使用済燃料ピペット冷却機能喪失の判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> ・「使用済燃料ピペット水位注意」警報の発信で、使用済燃料ピペット水位等のパラメータにより使用済燃料ピペット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピペットへの注水操作を開始する。 ・使用済燃料ピペット水位低下原因調査により、使用済燃料ピペット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピペット冷却系統の隔離操作を開始し、可搬式使用済燃料ピペット区域周辺エリアモニタ、可搬式使用済燃料ピペット水位及び使用済燃料ピペット監視カメラ冷却装置の設置を行う。 	-	-	使用済燃料ピペット温度 (A.M用) 使用済燃料ピペット水位 (A.M用) 使用済燃料ピペット監視カメラ
b. 使用済燃料ピペット補給水系の故障の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2 次系純水系統及び燃料取替用水ピペットからの注水操作を行い、使用済燃料ピペット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピペット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピペット補給水系の回復操作を行う。 	【燃料取替用水ピペット】	-	使用済燃料ピペット温度 (A.M用) 使用済燃料ピペット水位 (A.M用) 使用済燃料ピペット監視カメラ 燃料取替用水ピペット水位
c. 使用済燃料ピペット水温上昇の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピペット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。 	-	-	使用済燃料ピペット温度 (A.M用) 使用済燃料ピペット水位 (A.M用) 使用済燃料ピペット監視カメラ
d. 使用済燃料ピペット注水操作	<ul style="list-style-type: none"> ・ 淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓、屋外消火栓又はポンプ車からの注水を行う。 ・ 1 次系純水タンクが使用可能であれば、1 次系純水タンクからの注水操作を行う。 ・ 淡水タンク及び 1 次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピペット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピペット出口配管高さに水位を維持する。 ・ 以降、使用済燃料ピペットへの注水により使用済燃料ピペット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。 	-	送水車 軽油ドラム 缶	使用済燃料ピペット温度 (A.M用) 使用済燃料ピペット水位 (A.M用) 使用済燃料ピペット監視カメラ 使用済燃料ピペット監視カメラ (使用済燃料ピペット監視カメラを含む。) 冷却装置使用済燃料ピペット区域 可搬式使用済燃料ピペット 周辺エリアモニタ 可搬式使用済燃料ピペット水位

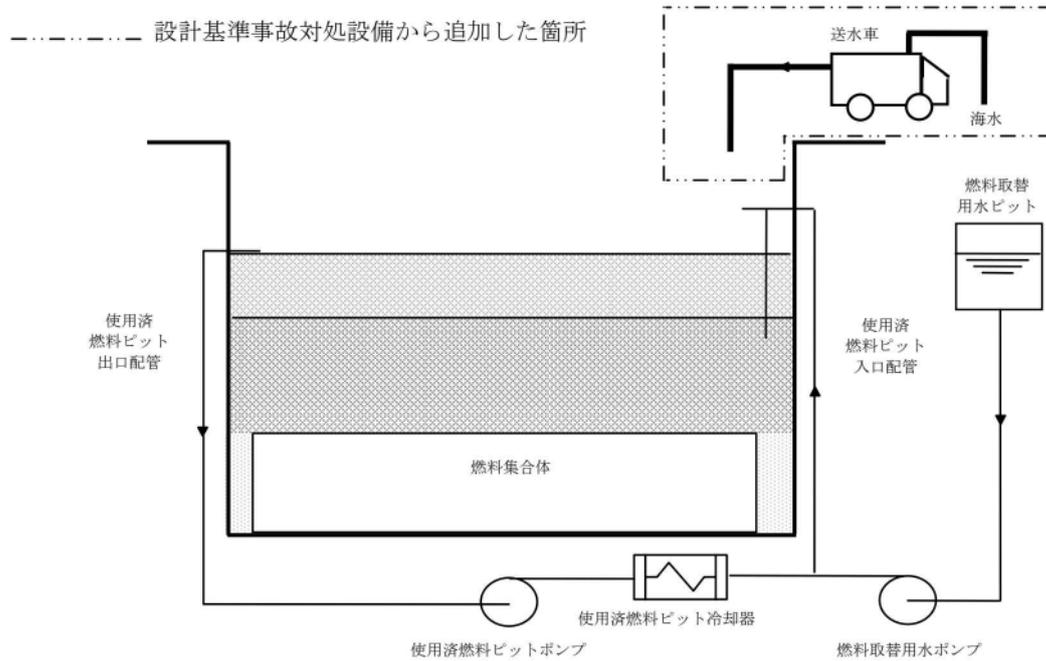
【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

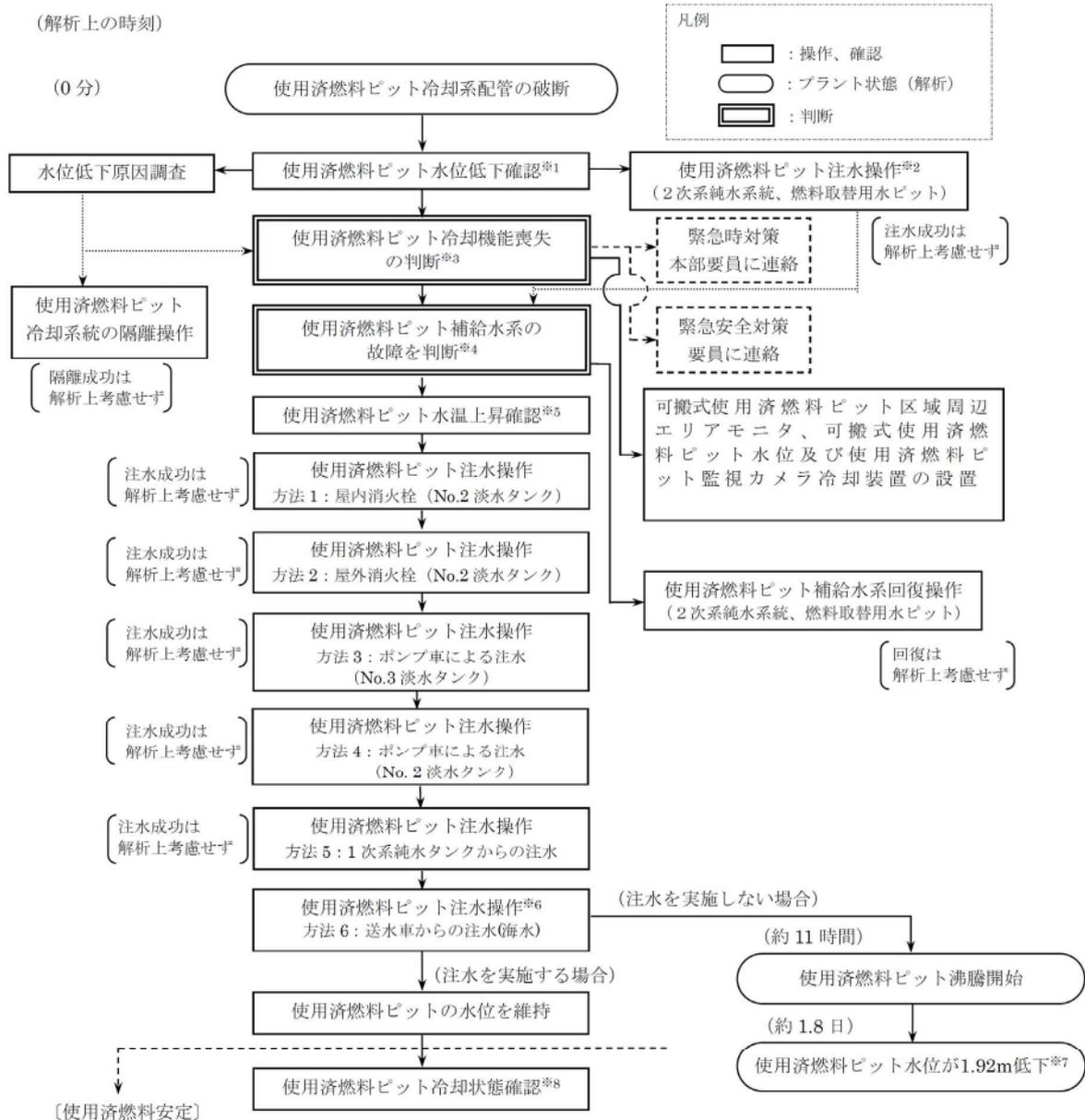
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	11.674MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心の燃料と過去に取り出された燃料（1、2、4（3）号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯にした状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチノイドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A エリア、B エリア、原子炉補助建屋キヤナル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃まで上昇する時間の評価は、A エリアのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却材配管の破断によって想定される初期水位	燃料頂部より 6.30m	冷却材配管破断時に使用済燃料ピット水位が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピット出口配管の破断による流出を想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を検討。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合とある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。

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

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から 4.38m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。
	送水車の使用済燃料ピットへの注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関する操作条件	送水車による使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生の 5.9 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第 7.3.2.1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1：使用済燃料ピット水位低警報 E.L.+33.06m (通常水位 E.L.+33.16m)
- ※2：使用済燃料ピットのほう素濃度及び注水量により水源を決定する。
- ※3：使用済燃料ピット冷却系配管の破断は以下で確認。
使用済燃料ピット水位、原子炉周辺建屋サンプタンク水位
- ※4：使用済燃料ピット補給水系の故障は以下で確認。
2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。
- ※5：使用済燃料ピット温度高警報 50℃
- ※6：冷却系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。
- ※7：使用済燃料ピットの線量率が遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) を確保できる水位。
(初期水位から漏えいに伴う水位低下及び蒸発による低下分を考慮した値。)
- ※8：使用済燃料ピットの冷却状態確認は以下で確認。
使用済燃料ピット温度安定、水位確保

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

必要な要員と作業項目		経過時間(分)		経過時間(時間)		備考											
		10	20	30	40		50	60	70	80	90	20	22	24			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員																
	3名/4名 当直課長、当直主任	1	1														事象発生
	運転員A	1	1														▽ プラント状況判断 ▽ 約55分 補給水系統判断
状況判断																	通直監視
使用済燃料ピット冷却系 隔離操作 (解析上考慮せず)	運転員B	1	1														隔離に失敗 ※1: 破断箇所特定及び隔離完了までの時間は各々30分に制限される。 ※2: 水位低下、隔離失敗原因調査を適宜実施する。
使用済燃料ピット注水操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	1														注水に失敗 ※3: 注水にかかる操作完了までを明瞭した時間。
使用済燃料ピット補給水系 回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	0	1														回復に失敗 ※4: 注水にかかるラインアップ確認時間は30分に制限される。 その後は趣向に考えられる原因を調査し適宜対策を定める。
使用済燃料ピットの監視	緊急安全対策要員 D、E、F、G	1	4														※5: 2次系給水及び燃料取替用水ピットからの注水失敗原因調査を適宜実施する。

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

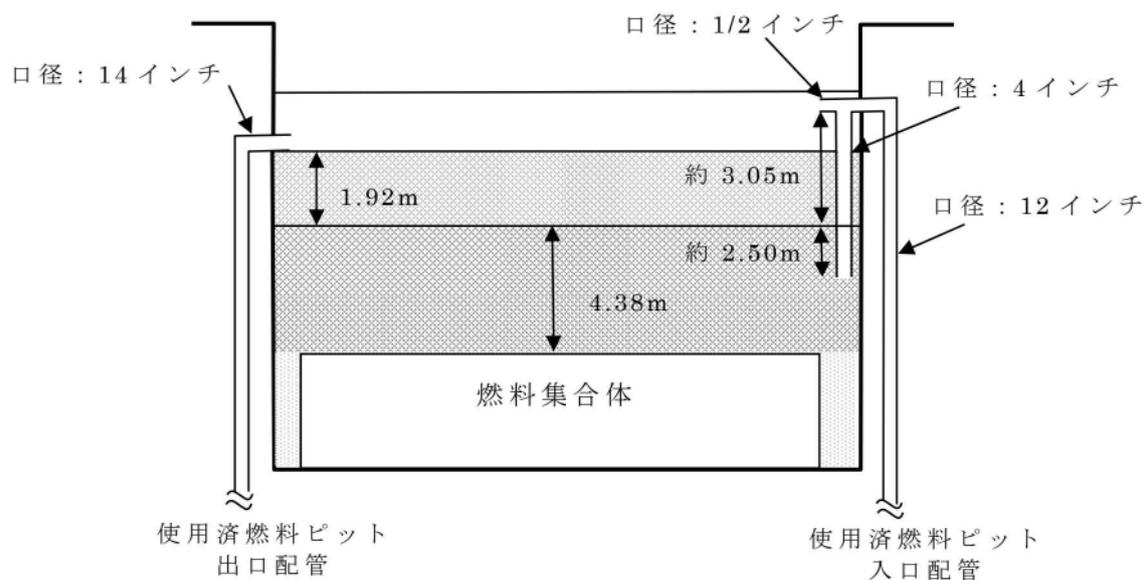
第 7.3.2.3 図 「想定事故 2」 の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断) (1 / 2)

手順の項目	要員(数) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (現場作業)	経過時間(時間)		備考
			3号	4号	
使用済燃料ピット への給水確保(2次系純水・ 淡水・海水) (3号炉)(4号炉も同様)	5	No.2淡水タンクから消火栓を用いて注水するための 可搬型ホース等の運搬*1(解折上考慮せず) No.3淡水タンク又はNo.2淡水タンクの水を注水する ためのポンプ重・可搬型ホース等の設置、給水*1 (解折上考慮せず)	1.0	1.0	使用済燃料ピットへの注水 は、使用済燃料ピット水位が 1.92m低下する時間(大飯34 号炉は約1.8日後)までに対 応が可能である。 *1必要により他の要員にて 対応する。
	緊急安全対策要員 H、J、KL	1次系純水タンクからの注水*1(解折上考慮せず) 海水を注水するための、送水車・可搬型ホース等の 運搬・設置 送水車の起動	3.0	0.4	
	緊急安全対策要員M	送水車の給油	1	1	

*2.送水車駆働作業は緊急安全対策要員により連絡後(再発発生から約2時間30分後)速やかに所定のルートによる活動を開始することとした。

3.4号炉同時発災を基本とし対応するものとする(給水要員10人をもとに1ユニットあたりの対応人数を記載)。
また、運転員等が解折上設定した操作条件時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

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



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
① 1.92m 分の評価水量(m ³)		—
	A エリア	約 337m ³
	B エリア	約 219m ³
	A,B エリア間	約 3 m ³
	原子炉補助建屋キャナル	約 33m ³
	燃料検査ピット	約 46m ³
計		638m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量		19.44 m ³ /h
③ 1.92m 水位低下時間 (①/②)		約 1.3 日間
④ 水温 100℃までの時間		約 11 時間
合計 (③+④)		約 1.8 日間

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

7.4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

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

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

7.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「余熱除去機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

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

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

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して、燃料

が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を整備する。

長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.4.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.4.1.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.4.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 16 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 6 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 2 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.1.3 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 40 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員が 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。

a. 余熱除去機能喪失の判断

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

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

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

c. 余熱除去機能回復操作

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

d. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。

e. 充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水

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

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

また、空冷式非常用発電装置及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。

f. 燃料取替用水ピットによる炉心注水

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

燃料取替用水ピットによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

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

基目及び3基目の蓄圧タンク出口弁を開操作する。

また、恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

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

h. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

格納容器圧力（広域）計指示が上昇し 39.0kPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）である。

i. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却

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

また、余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をA余熱除去系統及びA格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、高圧再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてB格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

7.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

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

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件

を第 7.4.1.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、余熱除去ポンプ 1 台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとする。また、充てん機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 蓄圧タンク

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

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力） 1.0MPa[gage]

蓄圧タンク保有水量（最低保有水量） 26.9m³（1 基当たり）

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、「7.4.1.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(b)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、28m³/h とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に

対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 蓄圧タンクによる炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断並びに蓄圧タンクによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、1 基目は事象発生の 60 分後、2 基目は事象発生の 100 分後、3 基目は事象発生の 140 分後に注水するものとする。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、3 基目の蓄圧タンクの注水以降とし、事象発生の 141 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

事象発生後、余熱除去機能が喪失することにより、1 次冷却材温度が上昇し、約 2 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することで、1 次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。事象発生の 60 分後に 1 基目、100 分後に 2 基目、140 分後に 3 基目の蓄圧タンクから炉心注水することにより、炉心水位を確保することができる。蓄圧タンクによる炉心注水に伴い 1 次冷却系保有水量が増加することで、加圧器への流入流量も増加することから、加圧器からの流出流量はその都度変動する。

事象発生の 141 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1 次冷却系水位を確保することができる。

b. 評価項目等

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

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

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と 1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-6.2\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

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

第 7.4.1.9 図及び第 7.4.1.11 図に示すとおり、事象発生の約 220 分後に、1 次冷却系保有水量及び 1 次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却、また、必要に応じてB格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイにより原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

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

7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETIS の試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETIS の試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 7.4.1.8 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.1m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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 7.4.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱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、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点に開始する運転員等操作

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、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

蓄圧タンクによる炉心注水は、第 7.4.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、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。

恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、第 7.4.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(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確認する。

蓄圧タンクによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.1.13図及び第7.4.1.14図に示すとおり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約92分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、蓄圧タンクによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある1次冷却系保有水量となるまで事象発生約60分後から約32分の操作時間余裕があることを確認した。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.1.15図に示すとおり、3基目の蓄圧タンクによる炉心注水後の1次冷却系保有水量の推移が2基目の蓄圧タンクによる炉心注水後の1次冷却系保有水量の推移と同様の推移をするものとして、炉心が露出する可能性がある1次冷却系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、事象発生約140分後から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、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等を考慮した場合においても、運転員による蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水により、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。

7.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40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68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「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70名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水については、事象発生後の約68.7時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7kl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。

空冷式非常用発電装置を用いた恒設代替低圧注水ポンプへの電源供給については、事故発生直後から約 69 時間後までの運転を想定して、約 6.9kℓ 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 610.0kℓ 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及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。

c. 電源

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

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として約 145kW 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。

7.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に、余熱除去系の故障等に伴い、余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い 1 次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てんポンプ、高圧注入ポンプ、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続する手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」に対して、蓄圧タ

ンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮し有効性評価を行った。

上記の場合においても、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

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、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における

重大事故等対策について（1 / 3）

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. 余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。 	-	-	余熱除去流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はベージング装置により退避の指示を行う。 作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	-	-	-
c. 余熱除去機能回復操作	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。 	【余熱除去ポンプ】	-	-
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。 	-	-	-
e. 充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。 空冷式非常用発電装置及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【充てんポンプ】 【高圧注入ポンプ】 【燃料取替用水ピット】 【ディーゼル発電機】 【燃料油貯蔵タンク】 【重油タンク】 	-	加圧器水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水ピット水位 1 次冷却材圧力 高圧注入流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における
重大事故等対策について（2 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
f. 燃料取替用水ピットによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。 	—	—	—
g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、蓄圧タンク出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2 基目及び3 基目の蓄圧タンク出口弁を開操作する。 恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1 次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。 	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 燃料取替用水ピット 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水ピット水位 恒設代替低圧注水積算流量
h. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力（広域）計指示が上昇し 39.0kPa[gage]になれば、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 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 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	—	格納容器圧力（広域）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.1 表

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における

重大事故等対策について（3 / 3）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
i. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による 1 次冷却系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・長期対策として、燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 ・余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 56%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから A 格納容器スプレイポンプを経て A 格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を A 余熱除去系統及び A 格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注水ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。 	恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 高圧注水ポンプ A 格納容器スプレイポンプ (RHR S - CSS 連絡ライン使用) A 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	タンクローリー
j. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・長期対策として、A、D 格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 ・原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて B 格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。 	A、D 格納容器再循環ユニット 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 ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク B 格納容器スプレイポンプ B 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 格納容器内温度 格納容器圧力（広域） AM 用格納容器圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度 (SA) 用) 原子炉補機冷却水サージタンク 加圧ライン圧力 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)

【 】 は有効性評価上期待しない、重大事故等対処設備

第 7.4.1.2 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の主要解析条件
 （燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）（1 / 2）

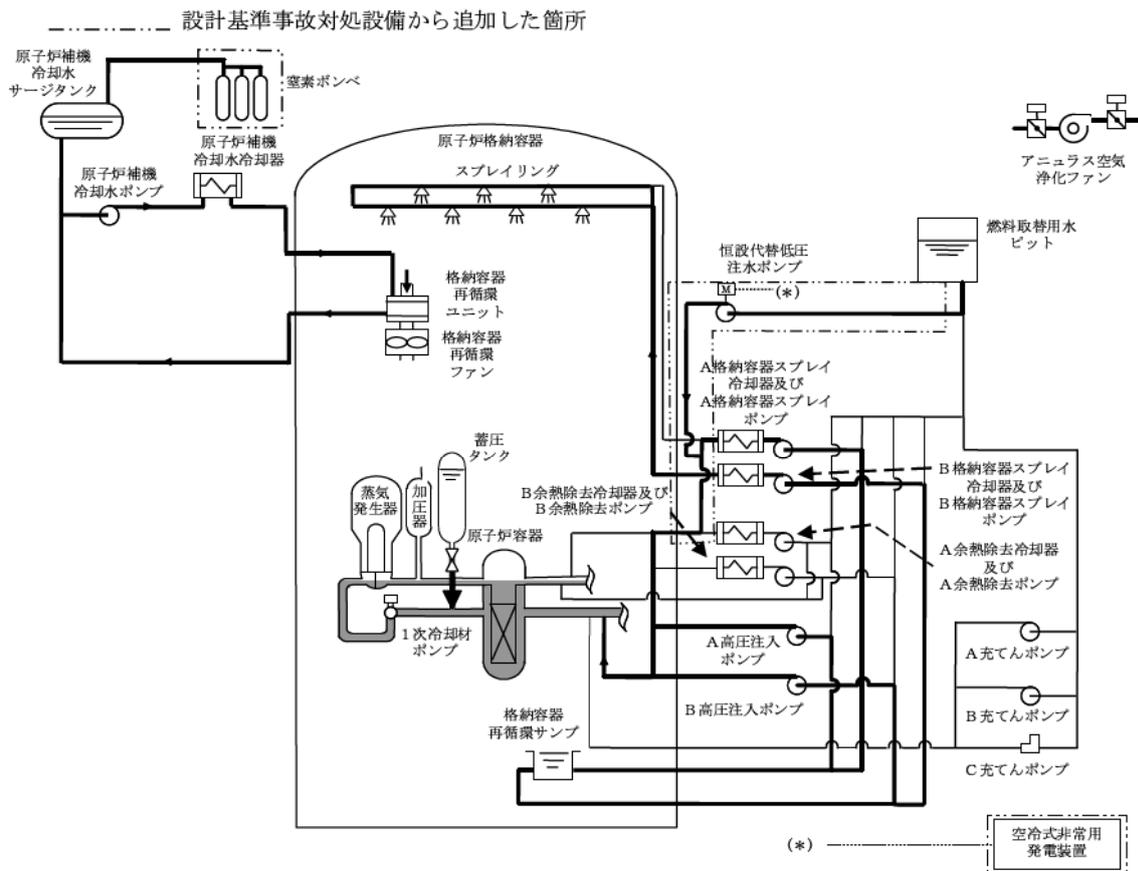
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-R-E-L-A-P-5	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と 1 次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる 1 次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間が短いと炉心崩壊熱が大きくなり、1 次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1 次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
1 次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gauge])	ミッドループ運転時は 1 次冷却系を大気開放状態としておくことから設定。
1 次冷却材高温側温度 (初期)	93°C (保安規定モード 5)	評価結果を厳しくするよう、ミッドループ運転時の運転モード (モード 5) の上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと 1 次冷却系の保有熱が大きくなり、1 次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
1 次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 200mm	評価結果を厳しくするよう、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位として設定。ミッドループ運転時の水位が低いと 1 次冷却系保有水量が少な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、長期冷却時の炉心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炉心崩壊熱を設定。
1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い、1 次冷却系保有水量の減少を早める観点から 2 次冷却系からの冷却は想定しない。

初期条件

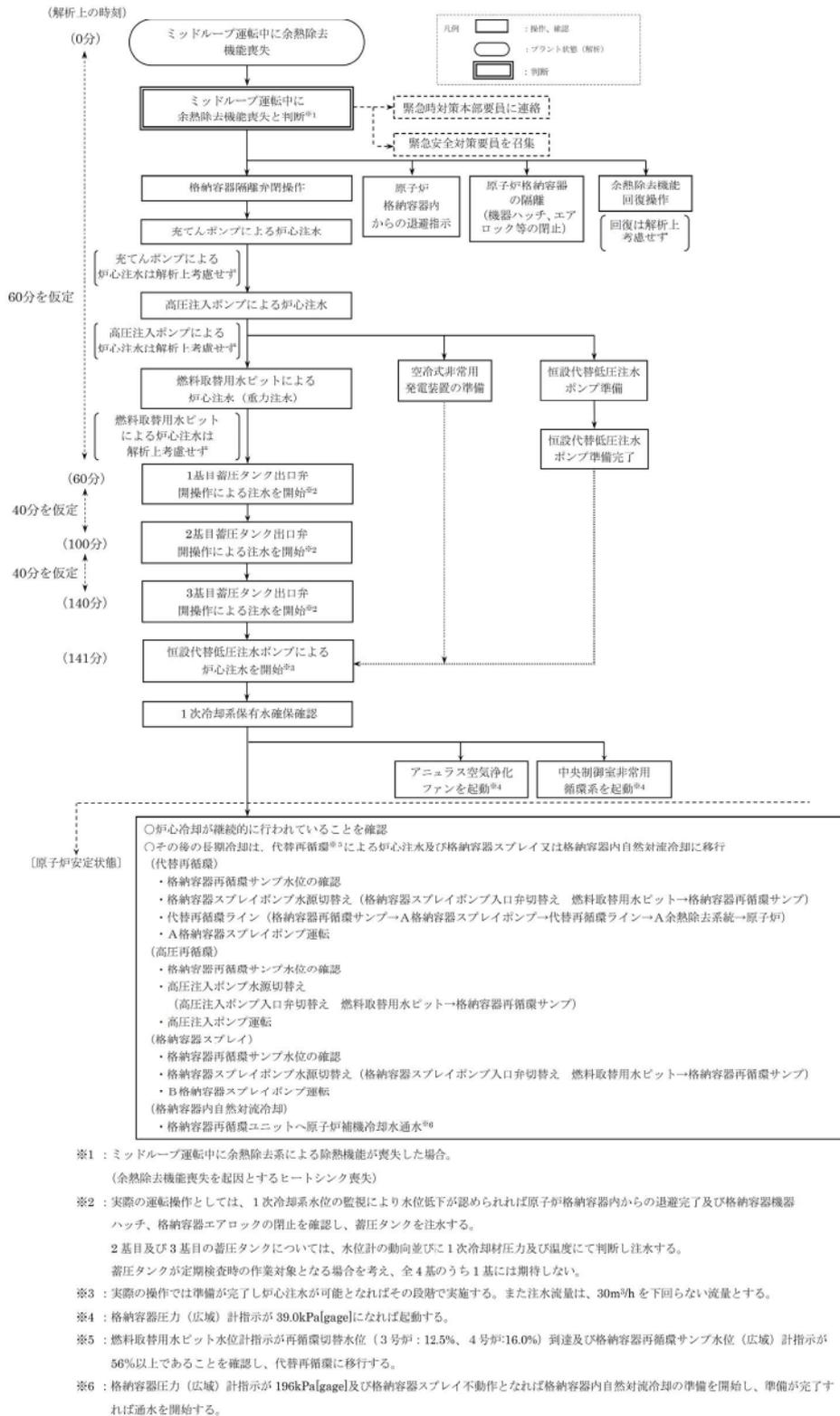
第 7.4.1.2 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の主要解析条件
 （燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失 充てん機能及び高圧注入機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、蓄圧タンク及び充てん系及び高圧注入系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機によりエアニユラス空気がある場合と事象進展は同等となるもの、資源の観点から厳しくなく外部電源がない場合を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	1.0MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの 原子炉への注水流量	28m ³ /h	原子炉停止後72時間後を事象開始として恒設代替低圧注水ポンプの起動時間141分時点における炉心崩壊熱による蒸散量約27.5m ³ /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	蓄圧タンク 炉心注水操作(*)	1 基目：事象発生後の60分後 2 基目：事象発生後の100分後 3 基目：事象発生後の140分後	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断並びに蓄圧タンクによる炉心注水操作に1基目は計60分、2基目は100分、3基目は140分を想定して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプ起動	3 基目の蓄圧タンクの 炉心注水完了後 (事象発生後の141分後)	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、3基目の蓄圧タンクの注水後の時間として設定。

*：定期検査中の保修対象となる場合を考慮し、全4基のうち1基には期待しない。

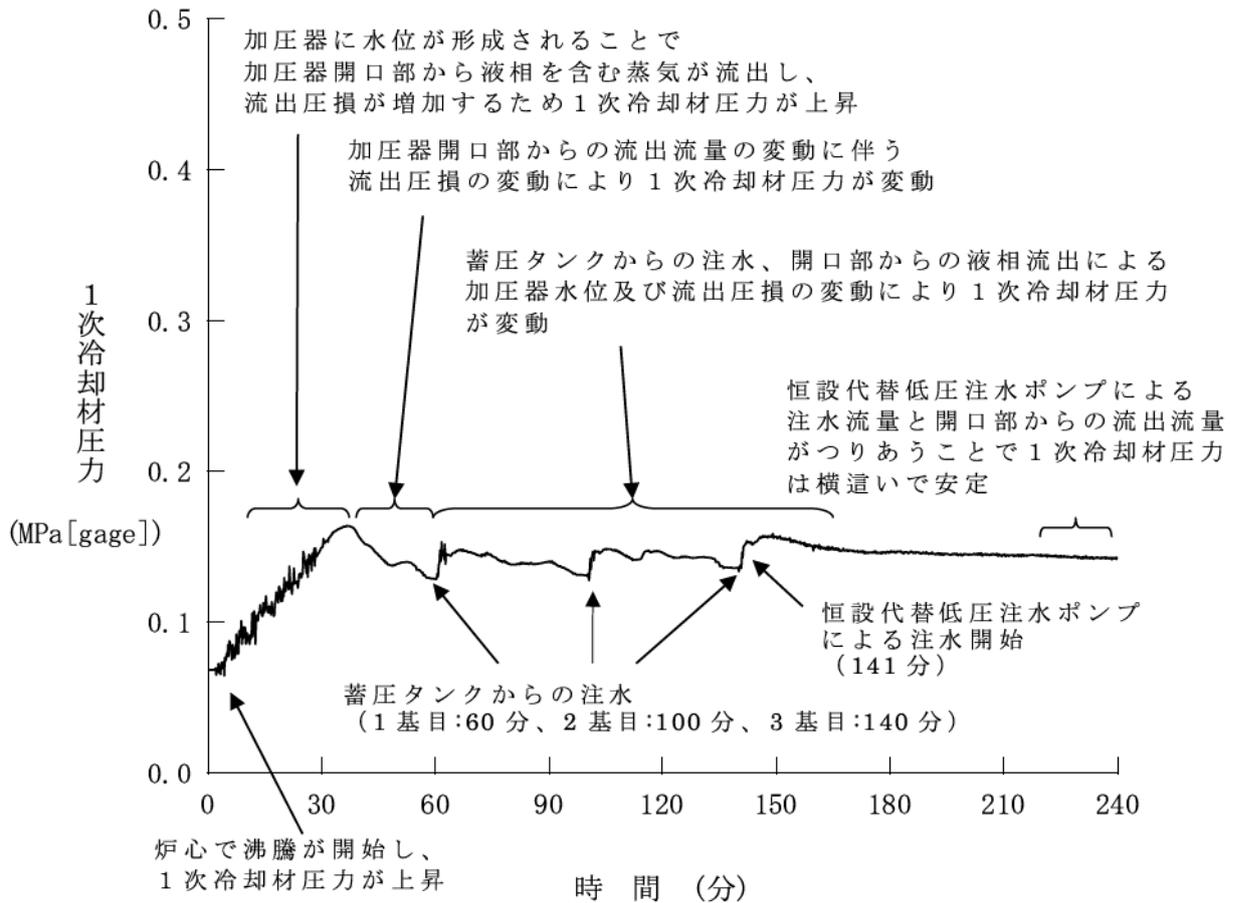


第 7.4.1.1 図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図

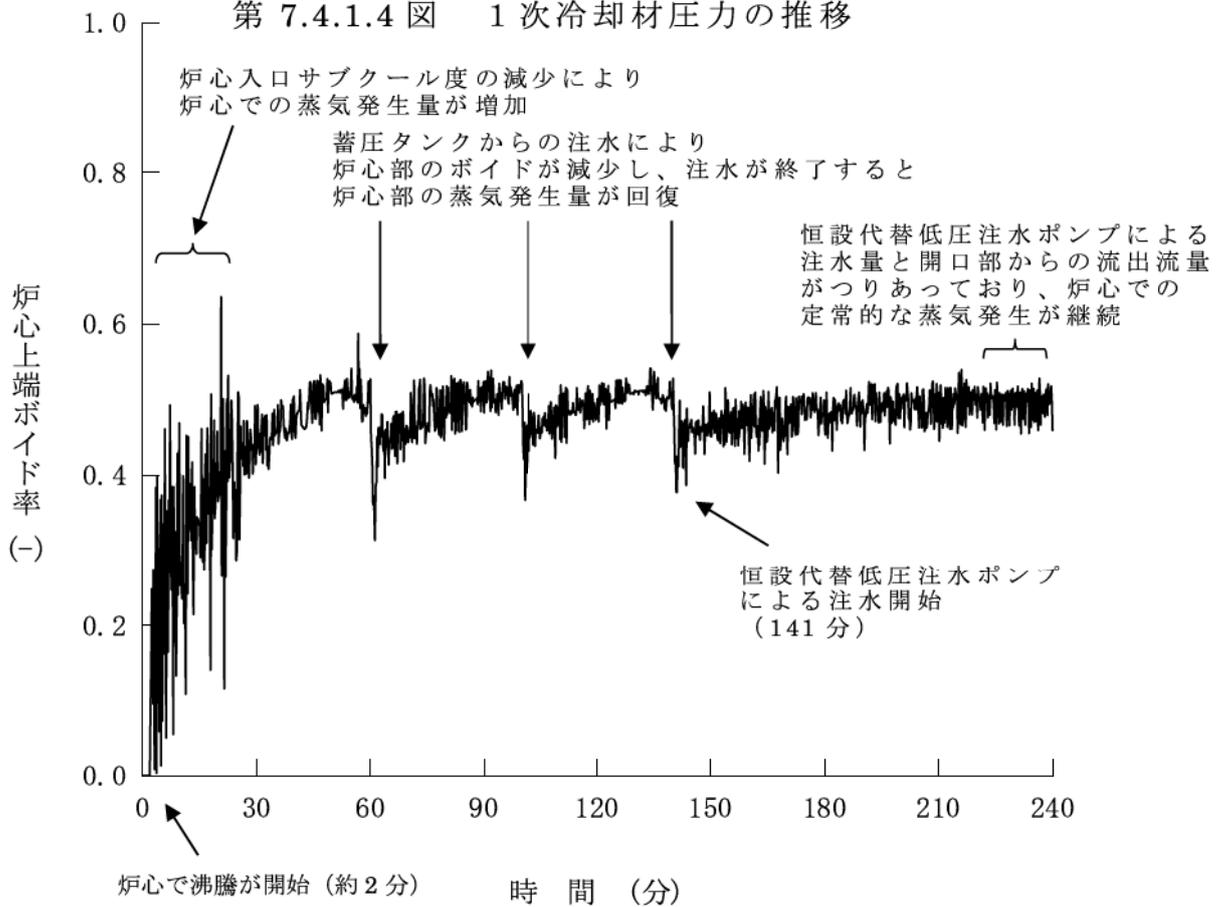


第 7.4.1.2 図 「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」 の対応手順の概要

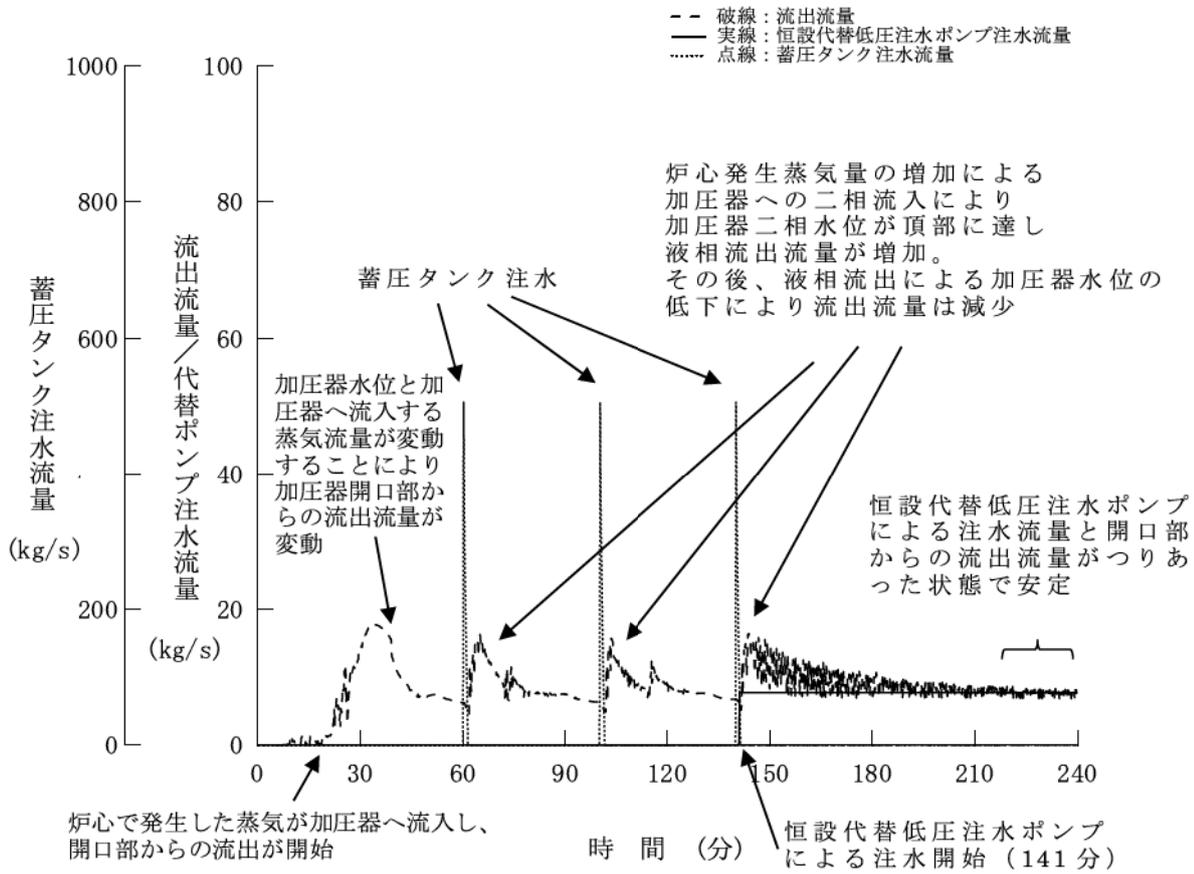
(「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)



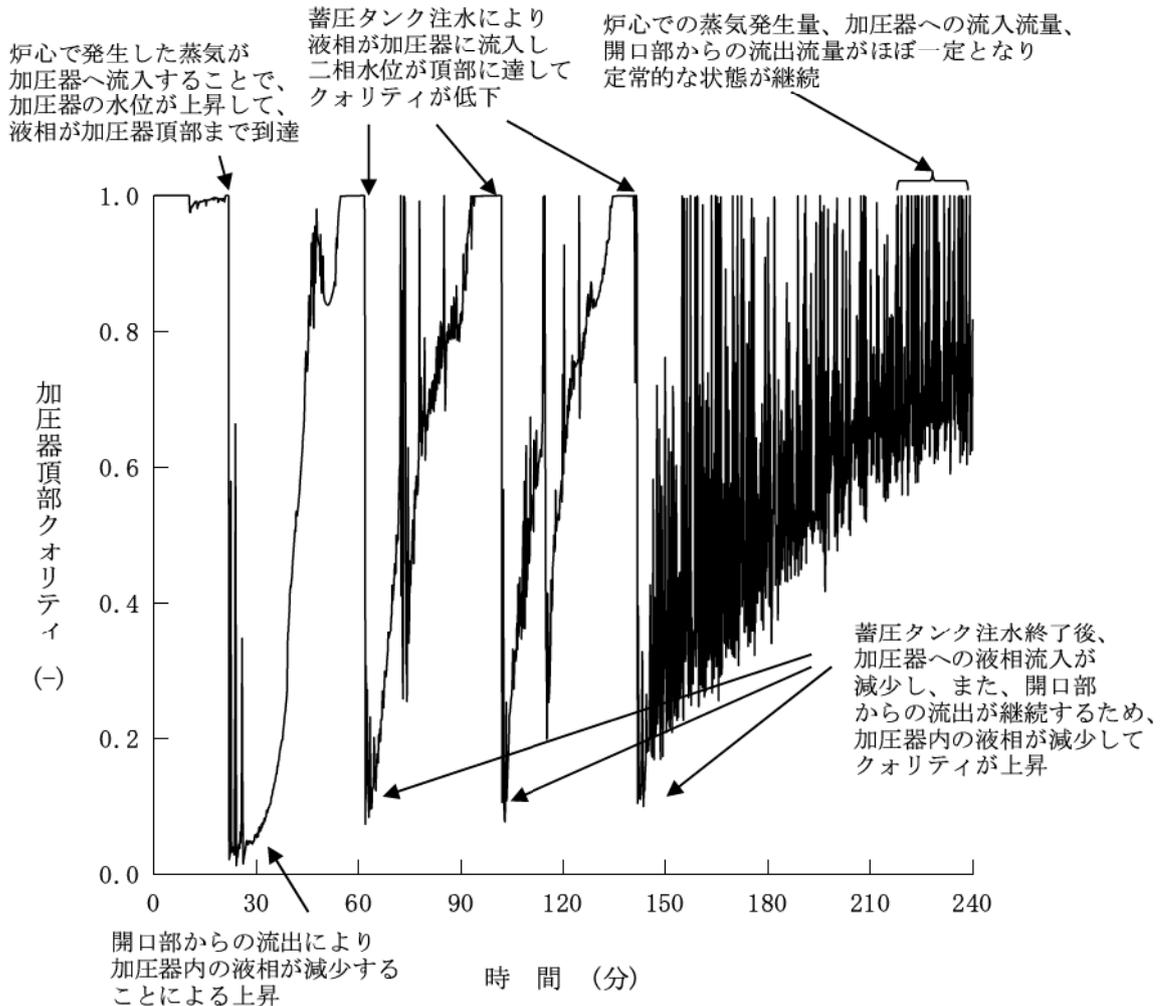
第 7.4.1.4 図 1次冷却材圧力の推移



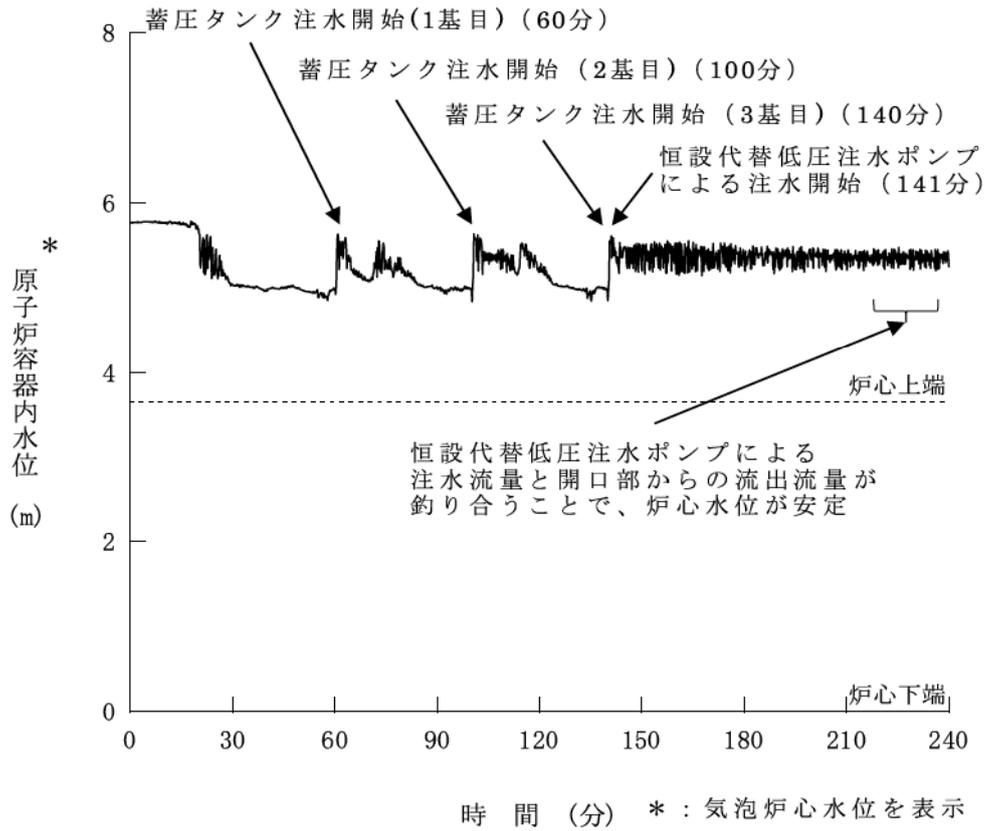
第 7.4.1.5 図 炉心上端ボイド率の推移



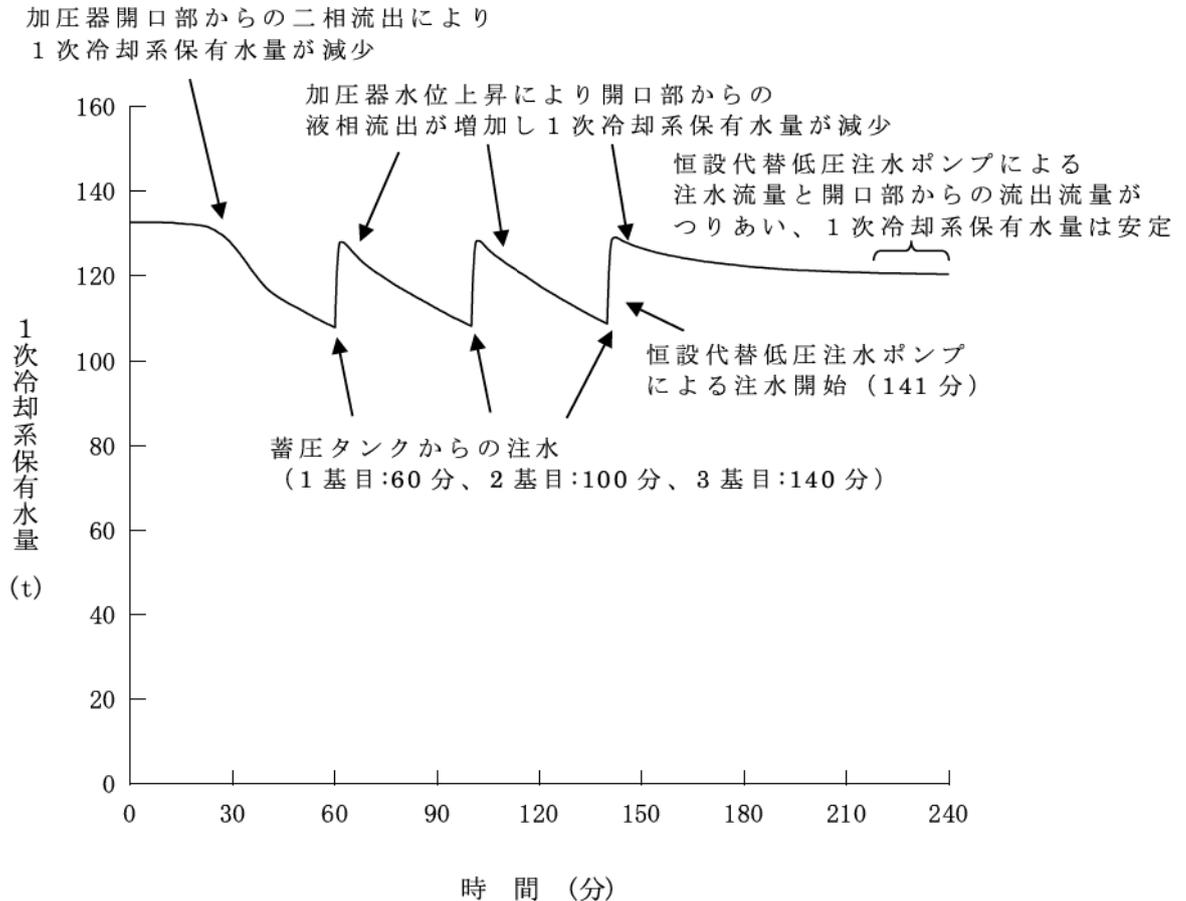
第 7.4.1.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



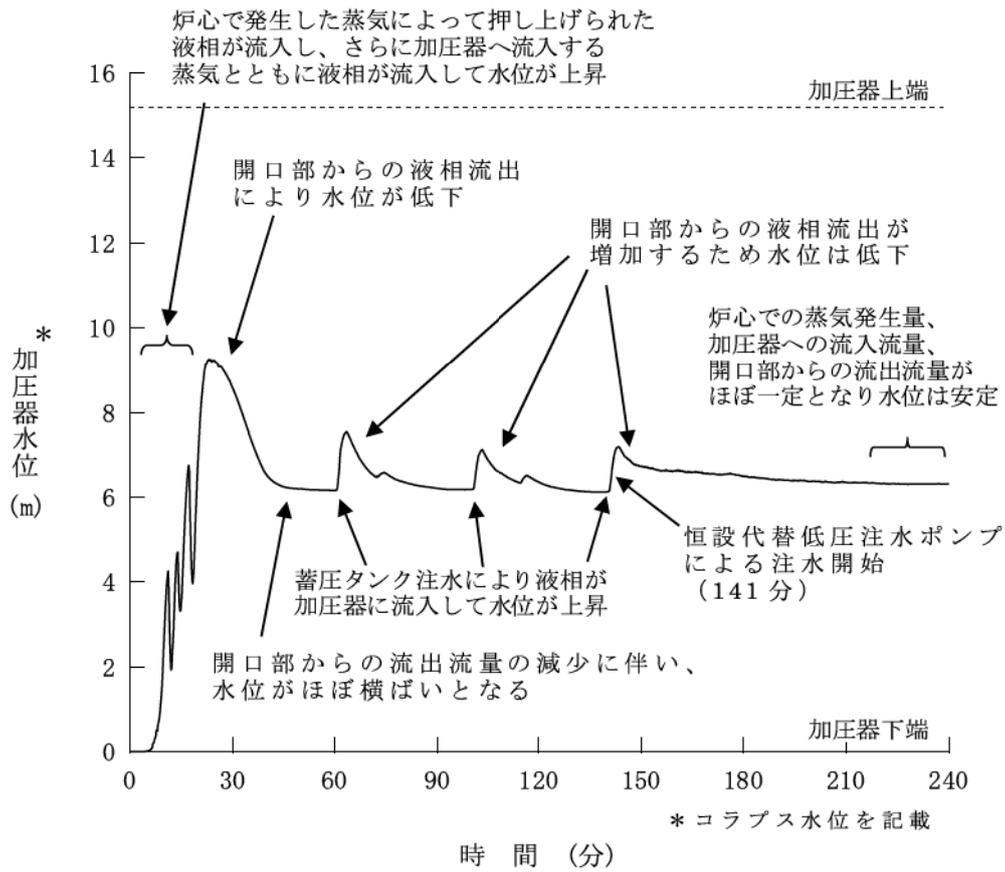
第 7.4.1.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



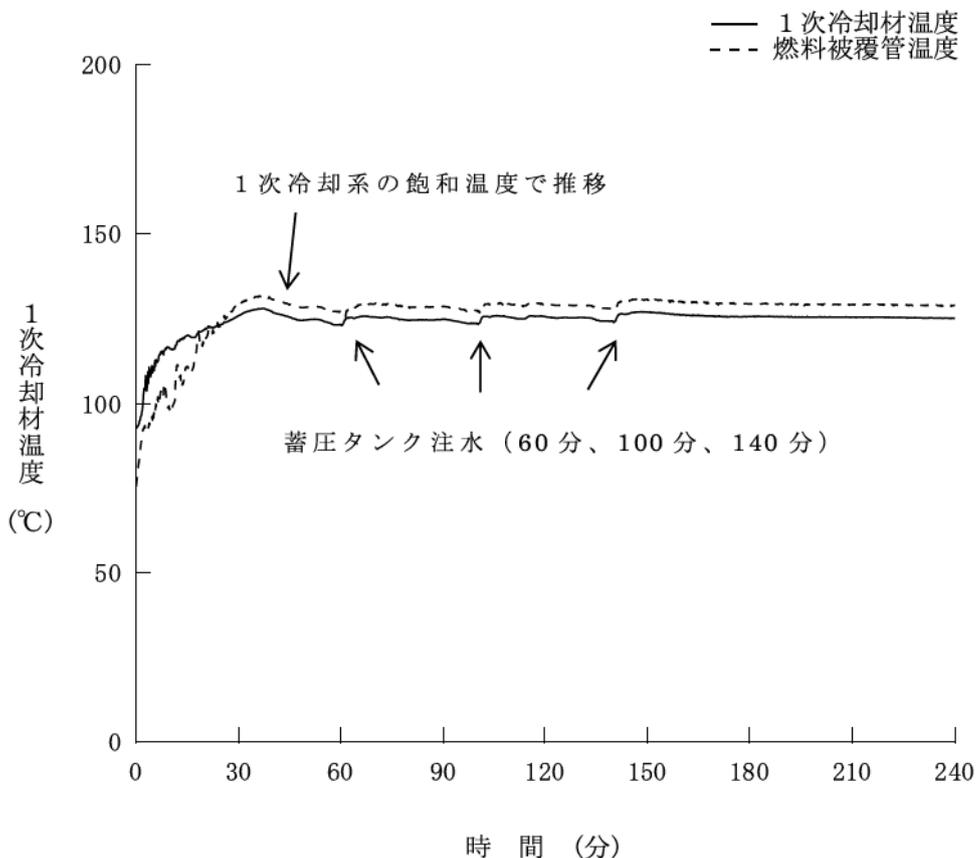
第 7.4.1.8 図 原子炉容器内水位の推移



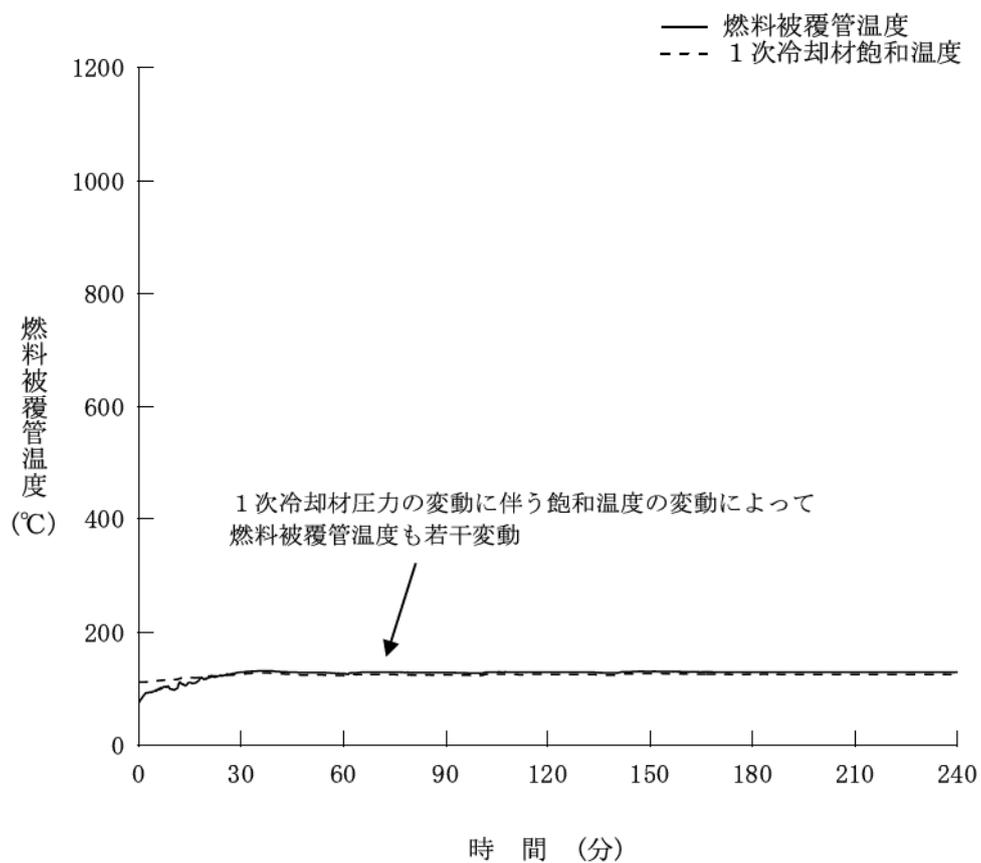
第 7.4.1.9 図 1次冷却系保有水量の推移



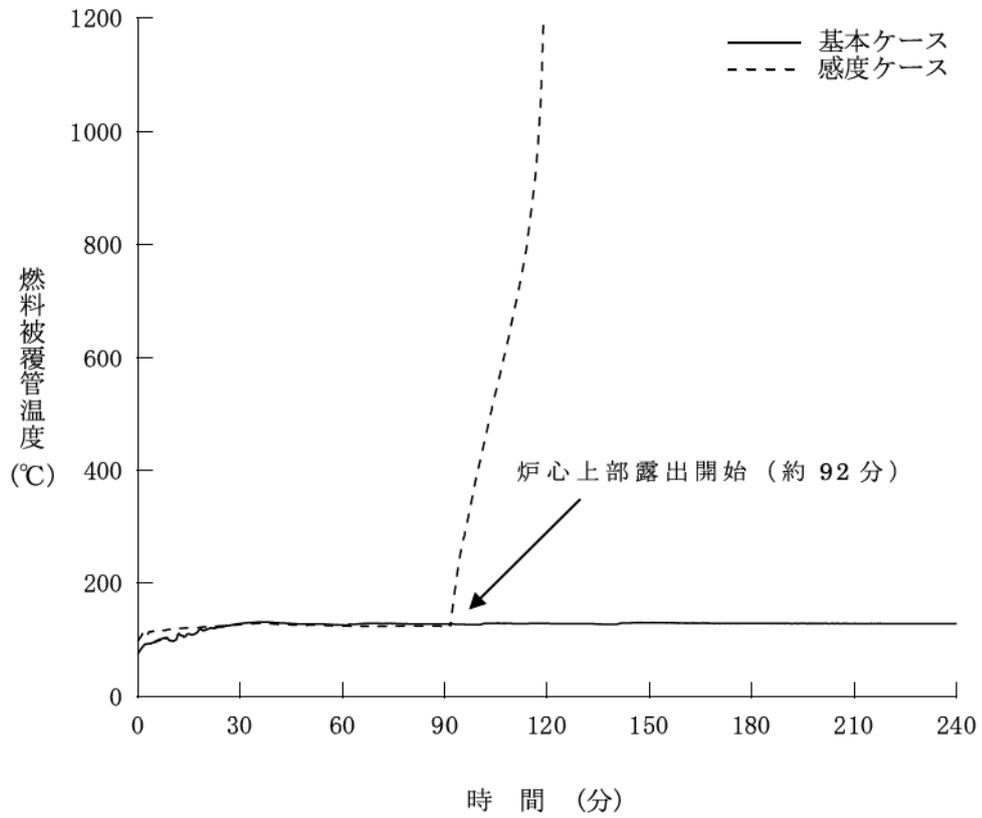
第 7.4.1.10 図 加圧器水位の推移



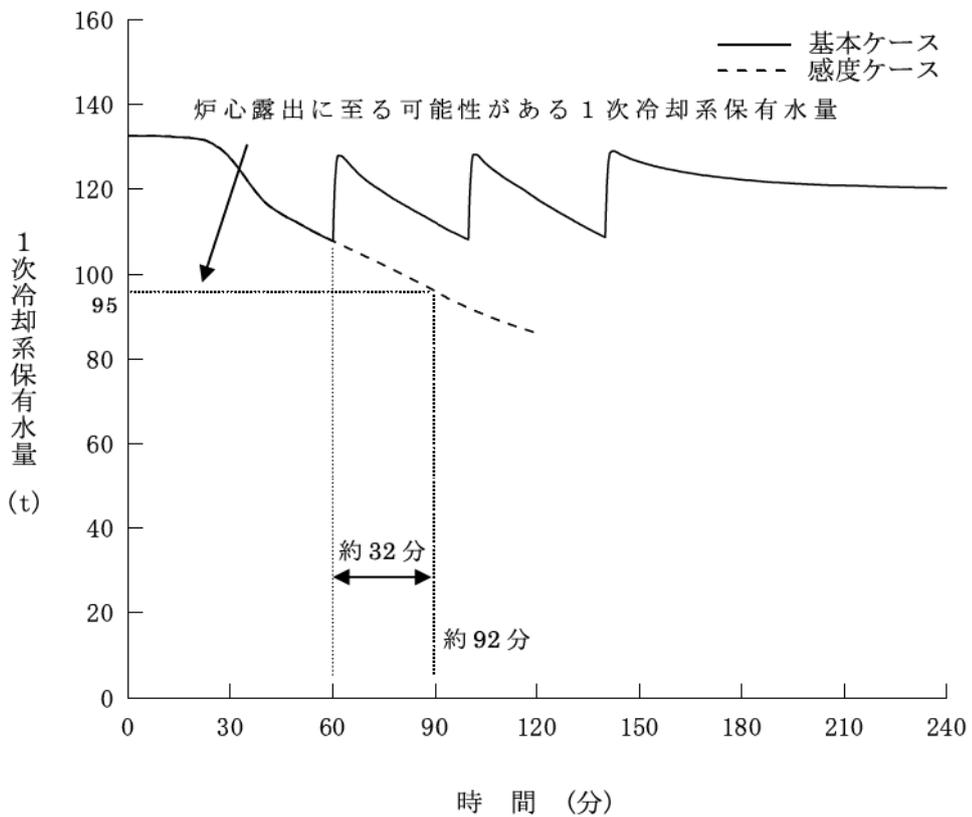
第 7.4.1.11 図 1次冷却材温度の推移



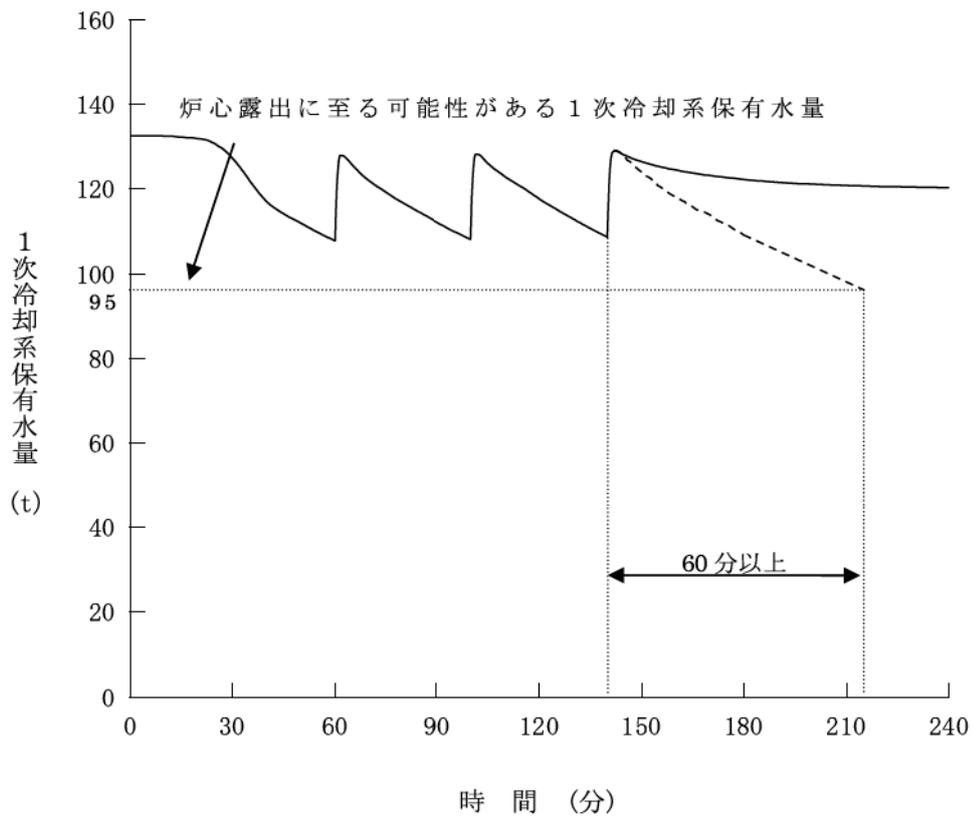
第 7.4.1.12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.1.13 図 燃料被覆管温度の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)



第 7.4.1.14 図 1 次冷却系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)



第 7.4.1.15 図 1 次冷却系保有水量の推移
 (恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.4.2 全交流動力電源喪失

7.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統が機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、燃料損傷に至る。

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

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、蓄圧タンク、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てんポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、大容量ポンプを用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、高圧注入ポンプによる高圧代替再循環及び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を整備する。対策の概略系統図を第7.4.2.1図に、対応手順

の概要を第 7.4.2.2 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、重大事故等対策の設備と手順の関係を第 7.4.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、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 40 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員が 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.2.3 図に示す。

a. 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。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応

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することで、早期の電源回復不能と判断し、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B 充てんポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化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のダンパ開処置及び送水車の準備を行う。

c. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

d. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム

ム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

e. 燃料取替用水ピットによる炉心注水

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

燃料取替用水ピットによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、蓄圧タンク出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2基目及び3基目の蓄圧タンク出口弁を開操作する。

また、恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。

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

また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

h. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

格納容器圧力（広域）計指示が上昇し 39.0kPa[gage]となれば、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、現場でアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アンユラス空気浄化ファンを起動する。

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。

アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）である。

i. 高圧代替再循環による炉心冷却

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

また、燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であること及び大容量ポンプによるB高圧注入ポンプへの海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプからB高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。

高圧代替再循環による炉心冷却に必要な計装設備は高圧注入流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環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ことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

k. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。

7.4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心

注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、「外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故」との従属性を考慮し、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目と要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、あわせて措置の有効性を確認する。

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

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却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。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 蓄圧タンク

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

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力） 1.0MPa[gage]

蓄圧タンク保有水量（最低保有水量） 26.9m³（1基当たり）

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、「7.4.2.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(b)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、28m³/h とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 蓄圧タンクによる炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに蓄圧タンクによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、1基目は事象発生の 60 分後、2基目は事象発生の 100 分後、3基目は事象発生の 140 分後に注水するものとする。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水操作は、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、3基目の蓄圧タンクの注水後の時間として、事象発生の 141 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.2.2 図に、1 次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.4.2.4 図から第 7.4.2.12 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、余熱除去機能が喪失することにより、1 次冷却材温度が上昇し、約 2 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することで、1 次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。事象発生後の 60 分後に 1 基目、100 分後に 2 基目、140 分後に 3 基目の蓄圧タンクから炉心へ注水することにより、炉心水位を確保することができる。蓄圧タンクによる炉心注水に伴い 1 次冷却系保有水量が増加し、加圧器への流入流量も増加することから、加圧器からの流出流量はその都度変動する。

事象発生後の 141 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、炉心水位を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第 7.4.2.5 図に示すとおりであり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

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

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材

密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-6.2\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

燃料被覆管温度は第7.4.2.12図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく1次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約220分後に、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続すること、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保

に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

7.4.2.3 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ものとする。

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について

±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 7.4.2.8 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.1m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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 7.4.2.2 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としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱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、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位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、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

蓄圧タンクによる炉心注水は、第 7.4.2.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、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。

恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、第 7.4.2.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(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確認する。

蓄圧タンクによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.2.13 図及び第 7.4.2.14 図に示すとおり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約 92 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、蓄圧タンクによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで、事象発生約 60 分後から約 32 分の操作時間余裕があることを確認した。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕と

しては、第 7.4.2.15 図に示すとおり、3 基目の蓄圧タンクによる炉心注水後の 1 次冷却系保有水量の推移が 2 基目の蓄圧タンクによる炉心注水後の 1 次冷却系保有水量の推移と同様の推移をするものとして、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、事象発生の 140 分後から 60 分以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、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等を考慮した場合においても、運転員による蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水により、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。

7.4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 40 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 68 名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「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 70 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて

評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料（軽油）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、事象発生約68.7時間後までの注水継続が可能であり、この間に、格納容器再循環サンプを水源とした高圧代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

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13.6時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約47.9kl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189.6klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量のうち、使用可能量（548kl）にて供給可能である。

(b) 軽油

送水車による使用済燃料ピットへの海水注水については、3号

炉、4号炉それぞれ事象発生の6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約4,771ℓの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約9,542ℓ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21,000ℓ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1,759kW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。

7.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉運転停止中に送電システムの故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源システムが機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として蓄圧タンク、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てんポンプによる炉心注水する手段を、長期対策として大容量ポンプを用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、高圧注入ポンプによる高圧代替再循環及び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により除熱を継続する手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

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、本事故シーケンスグループ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、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（1 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
a. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	-	-	-
b. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> 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すること、早期の電源回復不能と判断し、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B 充てんポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化系ダンプへの作動空気供給、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のダンプ開閉処置及び送水車の準備を行う。 	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 蓄電池（安全防護系用）	タンクローリー	-
c. 余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。 	-	-	余熱除去流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
d. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はベージング装置により退避の指示を行う。 作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	-	-	-
e. 燃料取替用水ピットによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。 	-	-	-
f. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。 	-	-	-

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（2 / 3）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設備	可搬設備
		計装設備	
g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、蓄圧タンク出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2 基目及び3 基目の蓄圧タンク出口弁を開操作する。 ・恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1 次冷却系保水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。 ・恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。 	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁 恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水ピット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 【B 充てんポンプ（自己冷却）】	タンクローリー
h. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力（広域）計指示が上昇し 39.0kPa[gage]となれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、現場でアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給（窒素ポンプ接続）を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・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。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化ファンユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファンユニット	窒素ポンプ （代替制御用空気供給用）
i. 高圧代替再循環による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・長期対策として、燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 ・燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であること及び大容量ポンプによるB 高圧注水ラインへの海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプからB 高圧注水ポンプを経て炉心注水する高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。 	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水ピット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク B 高圧注水ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	大容量ポンプ タンクローリー

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について (3 / 3)

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
j. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環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ことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 	A、D格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	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 (広域) AM用格納容器圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット 入口温度 / 出口温度 (S A) 用)
k. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> 緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモーターによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。 	-	-	-

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(燃料取出前のミッドロードループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、

原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-R-E-L-A-P-5	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取り出し前のミッドロードループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と 1 次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとする。1 次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間が短いと炉心崩壊熱が大きくなり、1 次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1 次冷却系保有水量を確保しにくく厳しく設定。
1 次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gage])	ミッドロードループ運転時は 1 次冷却系を大気開放状態としておくことから設定。
1 次冷却材高温側温度 (初期)	93℃ (保安規定モード 5)	評価結果を厳しくするよう、ミッドロードループ運転時の運転モード (モード 5) の上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと 1 次冷却系の保有熱が大きくなり、1 次冷却系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
1 次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 200mm	評価結果を厳しくするよう、プラント系統構成上の制約から定めているミッドロードループ運転時の水位として設定。ミッドロードループ運転時の水位が低いと 1 次冷却系保有水量が少なくなるから厳しい設定。
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、長期冷却時の炉心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炉心崩壊熱を設定。
1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し	ミッドロードループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い、1 次冷却系保有水量の低下を早める観点から 2 次冷却系からの冷却は想定しない。

初期条件

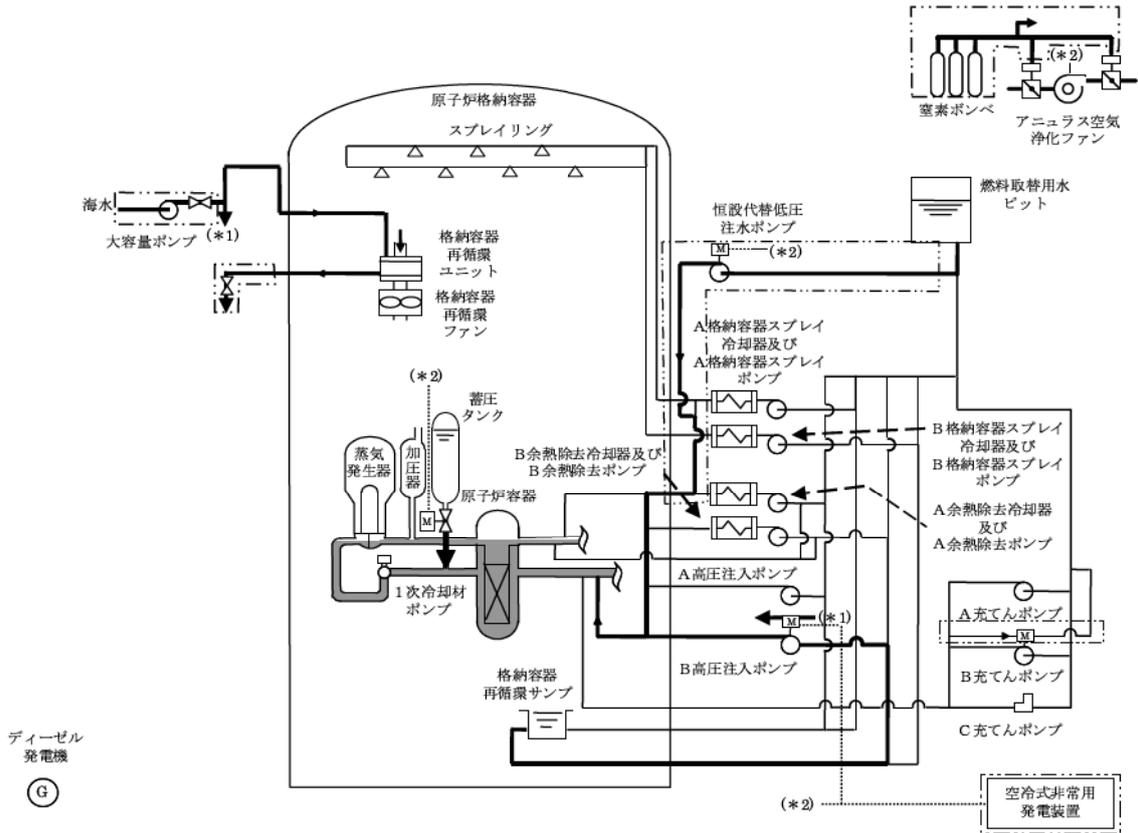
第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (2 / 2)

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	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
重大事象等対策に関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	1.0MPa [gauge] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量	28m ³ /h	原子炉停止後 72 時間後を事象開始として恒設代替低圧注水ポンプの起動時間 141 分時点における炉心崩壊熱による蒸散量 27.5m ³ /h を上回る値として設定。
	蓄圧タンク炉心注水操作 (*)	1 基目：事象発生後の 60 分後 2 基目：事象発生後の 100 分後 3 基目：事象発生後の 140 分後	運転員等操作時間として、事象発生後の検知及び判断並びに蓄圧タンクによる炉心注水操作に 1 基目は計 60 分、2 基目は 100 分、3 基目は 140 分を想定して設定。
重大事象等対策に関連する操作条件	恒設代替低圧注水ポンプ起動	3 基目の蓄圧タンクの炉心注水完了後 (事象発生後の 141 分後)	運転員等操作時間として、事象発生後の検知及び判断並びに冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、3 基目の蓄圧タンクの注水後の時間として設定。

*：定期検査中の保修対象となる場合を考慮し、全 4 基のうち 1 基には期待しない。

..... 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.4.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図