燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第 7.1.4.10 図に示すとおり、ECCS による炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」において、ECCS の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）における断面積の２倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約 1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約１％である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は 1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は 15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.4.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉は事象発生の約 37 分後に高圧再循環運転に切り替えることで炉心の冠水状態を維持でき、第 7.1.4.12 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により格納容器再循環サンプ水温が低下に転じる約 14 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。さらに、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、原子炉の安定停止状態を維持できる。また、原子炉格納容器圧力及び温度は、

事象発生の約8.9時間後に低下傾向に転じ、原子炉格納容器の安定状態に到達する。

なお、余熱除去系の復旧により余熱除去系の使用が期待できる場合には、余熱除去冷却器を経由する余熱除去ポンプによる低圧再循環を行うことにより、低温停止状態に到達させることが可能である。また同様に、原子炉格納容器スプレイ系の復旧により原子炉格納容器スプレイ系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

7.1.4.3　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格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇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、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始するA、B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

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(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7.1.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値とし

て設定しているＡ、Ｂ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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの１次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用い

た場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、格納容器内自然対流冷却は、開始前の原子炉格納容器の圧力を起点としていることから、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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用い

た場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号炉の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.4.16図及び第7.1.4.17図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はさらに抑制されることから、評価項目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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.4.4図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、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

格納容器内自然対流冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかになると、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始

が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することにより原子炉格納容器の圧力上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなることから、事象発生の 80 分後から格納容器内自然対流冷却を開始することを想定した場合の感度解析を実施した。その場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、格納容器内自然対流冷却の開始直後から低めに推移する。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱量は原子炉格納容器内温度に依存し、原子炉格納容器内温度が低い場合には除熱量も減少するが、第 7.1.4.18 図及び第 7.1.4.19 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値については、解析条件である原子炉格納容器の最高使用圧力到達の 30 分後から格納容器内自然対流冷却を開始した場合と比較して低下している。このため、格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合には、評価項目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。

格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第 7.1.4.20 図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力から最高使用圧力の２倍に到達するまでの時間を、原子炉格納容器

圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 12 時間程度は確保できる。

(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、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.4.4 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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.4.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 32 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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。

a. 水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、高圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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11.7kℓの重油が必

要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設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。

7.1.4.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失することにより、原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器が過圧破損に至るため、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、

格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による高圧再循環、A、B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等を行うことにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」

に対して有効である。

7.1.5　原子炉停止機能喪失

7.1.5.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(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「原子炉停止機能喪失」において、炉心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、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉の出力運転中に起因事象として運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉トリップが必要となるが、原子炉トリップ機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、運転時の異常な過渡変化のうち「主給水流量喪失」、「負荷の喪失」のような加圧事象では、原子炉が高出力で維持されるとともに、蒸気発生器への注水喪失により除熱が低下することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気発生器への注水を確保し、1次系の過圧を防止することにより炉心損傷を防止する。長期的には、炉心への

ほう酸水注入により未臨界を確保するとともに、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) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ等を自動作動させる多様化自動作動設備を整備する。また、未臨界を確保するため、緊急ほう酸注入等を整備し、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.1.5.1図に、対応手順の概要を第7.1.5.2図から第7.1.5.4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7.1.5.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.5.2(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に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計14名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.5.5図及び第7.1.5.6図に示す。

a. 運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断

運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉トリップすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が５％以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、原子炉トリップ機能喪失を判断する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

原子炉トリップ機能喪失時は、中央制御室での手動による対応として原子炉トリップ、タービントリップ、常用系パワーセンタ母線遮断器の開放操作による電動発電機電源断、制御棒の手動挿入等の操作を行う。この中央制御室での対応で原子炉が停止状態とならなければ、現場での対応による原子炉トリップ遮断器の開放操作等を行う。

原子炉トリップ機能喪失の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認

運転時の異常な過渡変化の発生時に原子炉トリップ機能喪失となった事象のうち、蒸気発生器の水位が低下する事象に対しては、多様化自動作動設備が作動し、主蒸気ライン隔離等並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが自動起動し、補助給水流量の確立を確認する。

また、主蒸気ライン隔離等による１次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した１次系圧力が、補助給水ポンプ自動起動並

びに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動により抑制されていることを確認する。

多様化自動作動設備の作動状況の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。また、１次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、１次系の挙動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. 緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離

制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が５％以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、１次冷却材のほう素濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。

緊急ほう酸注入の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、緊急ほう酸注入の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

d. 原子炉未臨界状態及びほう素濃度の確認並びに１次系の減温及び減圧

出力領域中性子束計指示が５％未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負であることにより、原子炉が未臨界であることを確認する。また、１次冷却材中のほう素濃度が、燃料取替ほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。その後、燃料取替ほう素濃度以上を満足していれば、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイにより１次系の減温、減圧を行う。

原子炉の未臨界状態の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、１次系の減温、減圧の確認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。

e.　余熱除去系による炉心冷却への切替え

長期対策として、１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。また、余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.5.2　炉心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、運転時の異常な過渡変化発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給

水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認する「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であり、1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードSPARKLE-2により、1次系圧力、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。さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに影響を与えるものについては、「7.1.5.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。

(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7.1.5.2表及び第7.1.5.3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. 初期条件

(a) 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値（3,411MWt）を用いるものとする。

(b) １次系圧力

１次系圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）を用いるものとする。

(c) １次冷却材平均温度

１次冷却材平均温度の初期値は、定格値（307.1℃）を用いるものとする。

(d) 減速材温度係数

減速材温度係数の初期値は、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう－16pcm／℃に設定するものとする。

(e) ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を設定するものとする。

(f) 対象炉心

ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(d)、(e) の特性を考慮した炉心を用いるものとする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

ⅰ. 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

ⅱ. 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起因事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の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

原子炉トリップ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。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続されることから1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなる。このため、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、圧力評価の観点で厳しくなる。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 多様化自動作動設備

原子炉が自動停止せず、蒸気発生器水位低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ライン隔離信号及び補助給水ポンプ自動作動信号を発信するものとする。また、多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7％と

する。

(b)　主蒸気ライン隔離

解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達 17 秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、主蒸気ラインの隔離が完了するものとする。

(c)　補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達60秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／hの流量で注水するものとする。

d.　重大事故等対策に関連する操作条件

多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ起動による蒸気発生器への注水により、１次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。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

a.　主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.3 図に、原子炉出力、１次冷却材平均温度、１次系圧力等の１次系パラメータの変化を第 7.1.5.7 図から第 7.1.5.13 図に、２次系除熱量、蒸気発生器２次側保有水量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.5.14 図から第 7.1.5.18 図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い１次系温度及び圧

力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより、１次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

１次系温度の上昇に伴い、１次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が冷却され、１次系の圧力上昇は抑制される。

(b)　評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、第 7.1.5.9 図に示すとおり、約 18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度は、第 7.1.5.13 図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉

格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.5.8 図及び第 7.1.5.9 図に示すように、事象発生後 600 秒時点において１次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、１次系の降温、降圧を行い、事象発生の約 16 時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約 21.5 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b. 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.4 図に、原子炉出力、１次冷却材平均温度、１次系圧力等の１次系パラメータの変化を第 7.1.5.19 図から第 7.1.5.25 図に、２次系除熱量、蒸気発生器２次側保有水量等の２次系パラメータの変

化を第 7.1.5.26 図から第 7.1.5.30 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失に伴い１次系温度及び１次系圧力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、蒸気負荷の喪失により１次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、１次系温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、全ての主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障に伴う主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知する。

１次系温度の上昇に伴い、１次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が冷却され、１次系の圧力上昇は抑制される。

(b) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、第 7.1.5.21 図に示すとおり、約 18.9MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度は、第 7.1.5.25 図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならな

い。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.5.20 図及び第 7.1.5.21 図に示すように、事象発生後 600 秒時点において１次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、１次系の降温、降圧を行い、事象発生の約 16 時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約 21.5 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.5.3　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、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、事象進展は早いが、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、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

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を3.6pcm／℃大きく評価する可能性がある。このため、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次系温度上昇時における負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。減速材反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価する可能性がある。このため、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時における正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。ドップラ反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この

不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさは、ドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含める。

炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、炉心ボイド率を８％大きく評価する可能性がある。このため、実際の炉心ボイド率は小さくなり、１次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、１次系温度上昇時における負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、１次系圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化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。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で１次系温度を２℃、１次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の１次系圧力は高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の１次系温度が高くなり、１次冷却材保有熱量が増加するため、１次冷却材膨張量が増加する。これらの解析コードの不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、１次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安

全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。

(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 7.1.5.2 表及び第 7.1.5.3 表に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる初期条件である炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差、ドップラ特性及び減速材温度係数の取替炉心ごとの変動並びに標準値として設定してい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

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度について、初期定常誤差が原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる

圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「(3)感度解析」にて確認する。

減速材温度係数のサイクル寿命中の変化及び取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件の減速材温度係数を用いた場合、解析条件として設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次系温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性の取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件のドップラ特性を用いた場合においても、解析条件として設定しているドップラ特性と大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。

3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考

慮した場合、減速材温度係数は絶対値が大きくなり負の反応度帰還効果が大きくなる傾向となり、また、ドップラ特性は大きくなり正の反応度帰還効果が大きくなる傾向となるため、評価項目となるパラメータに与える影響について確認する観点から、３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合の感度解析を実施した。感度解析に当たって、減速材温度係数の初期値は取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し負の反応度帰還効果が小さくなるよう－19pcm／℃を設定し、ドップラ特性は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。その結果、第 7.1.5.31 図及び第 7.1.5.32 図に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 18.5MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 18.7MPa[gage]となる。１次系圧力を高くする方向に作用するドップラ特性の相違による影響よりも、１次系圧力を低くする方向に作用する減速材温度係数初期値の相違による影響の方が大きいことから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるが、１次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が１次系圧力上昇に与える影響は小

さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

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

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2（2）有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。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。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

（3） 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を実施した。感度解析に当たって、炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。その結果は、第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表並びに第7.1.5.33図及び第

7.1.5.34図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.6MPa[gage]となる。「7.1.5.2（3）有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.6MPa[gage]及び約18.9MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っている。

さらに、「(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」のとおり、解析コードにおける1次系温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回り、評価項目を満足する。

(4) 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。

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2（2）有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。

(5) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲とし

て、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、感度解析により、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。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、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動による蒸気発生器への注水等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

7.1.5.4　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「原子炉停止機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52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「原子炉停止機能喪失」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。

なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリッ

プ機能が喪失する事故」において、資源の評価結果は同じである。

a. 水　　源

復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピットが枯渇するまでの水量約1,020m^{3}の使用を考慮し、事象発生後約16.5時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生の約18時間後から使用可能となるため、復水ピット枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約1.5時間は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの淡水（八田浦貯水池）又は海水補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、復水ピットへの補給は不要である。

なお、本重要事故シーケンスにおいては、外部電源の喪失を想定しておらず、復水ピット枯渇から余熱除去による炉心冷却開始までの約1.5時間は、常設設備により復水ピットへの補給が可能となる。

常設設備を使用しない場合においても、復水ピット枯渇までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの淡水（八田浦貯水池）又は海水補給が可能である。以降は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とした復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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 11.7kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水ピットへの補給に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設

作動信号により起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。

7.1.5.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉のトリップ機能が喪失することにより、１次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、緊急ほう酸注入、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、多様化自動作動設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動すること等により、１次系圧力が過度に上昇することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析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。感度解析結果より、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

7.1.6　ECCS 注水機能喪失

7.1.6.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(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「ECCS 注水機能喪失」において、炉心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、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧注入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炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉

の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCSによる炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、２次系を強制的に減温、減圧することにより１次系を減温、減圧し、炉心注水の促進及び漏えい量の抑制を図ることにより炉心損傷を防止する。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)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.6.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.6.2 図及び第 7.1.6.3 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 7.1.6.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.6.2（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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 30 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員６名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.6.4図に示す。また、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、30名で対処可能である。

a.　プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

b.　１次冷却材の漏えいの判断

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材の漏えいを判断する。

１次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. 燃料取替用水ピットへの補給準備

１次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。

d. 高圧注入機能喪失の判断及び回復操作等

高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量が上昇しないことにより高圧注入機能喪失と判断するとともに、高圧注入系の回復操作、充てんポンプによる炉心注水を行う。

高圧注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

e. ２次系強制冷却

高圧注入機能喪失を判断した後に、主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行い、蓄圧注入、低圧注入の促進及び漏えい量の抑制を図る。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

２次系強制冷却を確認するために必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f. 電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）の起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失

時に高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、イグナイタの運転状態を電気式水素燃焼装置動作監視装置により確認する。

g. 蓄圧注入系作動の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。また、蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、蓄圧タンクの出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力である。

h. 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認

２次系強制冷却等による１次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

i. 低圧再循環への切替え

燃料取替用水ピット水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し、低圧再循環に切替え、低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、低圧再循環による炉心冷却を継続的に行う。

低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、低圧再循環による炉心注水状態

の確認に必要な計装設備は余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.6.2　炉心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、破断口径の大きさによる１次冷却材の流出流量が多いことから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

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、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出及び２次側給水が重要現象となる。このため、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次系圧力、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7.1.6.2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、中破断 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破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約 15cm (6 inch)、約 10cm (4 inch) 及び約5cm (2 inch) とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a)　余熱除去ポンプ

炉心への注水は、余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性（低圧注入特性：０～約 1,010m^3／h、０～約 0.9MPa[gage]）を用いるものとする。

(b)　補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

(c)　主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(d)　蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングが遅くなることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a)　２次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（1）及び（2）に従い、ECCS作動信号発信から10分後に開始し、開操作に１分を要するものとする。

(b)　補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(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7.1.6.3図に示す。

a.　６inch破断

１次系圧力、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第7.1.6.5図から第7.1.6.11図に、２次系圧力、補助給水流量等の２次系パラメータの変化を第7.1.6.12図から第7.1.6.14図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、破断口からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約16秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作

動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することより炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度は上昇する。事象発生の約5.9分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。

さらに、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生の約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、蓄圧注入による1次系保有水量の回復に伴い1次系圧力の低下が抑制され、蓄圧注入が一時的に停止することにより炉心水位が低下し、事象発生の約13分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。その後、燃料被覆管温度は事象発生の約22分後に約581℃に到達した後、再冠水することにより急速に低下し、1次系圧力が低下することにより、事象発生の約23分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第7.1.6.11図に示すとおり、事象発生の約22分後に約581℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.6.5 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.7 図に示すように、事象発生後 60 分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.9 時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b.　４inch 破断

１次系圧力、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.6.15 図から第 7.1.6.21 図に、２次系圧力、補助給水流量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.6.22 図から第 7.1.6.24 図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、破断口からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約 24 秒後に「原子炉圧力低」信号の ECCS 作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、１次系保有水量が減少することにより、事象発生の約７分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇するが、再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。その後、事象発生の約 9.8 分後に再び炉心が露出する。

さらに、ECCS 作動信号発信の 10 分後である事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、その１分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 14 分後に、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は事象発生の約 16 分後に約 891℃に到達した後、事象発生の約 19 分後に再冠水することにより急速に低下する。さらに、１次系圧力が低下することにより、事象発生の約 31 分後に低圧注

入が開始され、１次系保有水量が回復に転じる。

(b)　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.6.21 図に示すとおり、事象発生の約 16 分後に約 891℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまることから、15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.6.15 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.17 図に示すように、事象発生後 60 分時点にお

いて余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.3時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

c. 2inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第7.1.6.25図から第7.1.6.31図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第7.1.6.32図から第7.1.6.34図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約65秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約19分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約49分後に低圧注入が開始され、1

次系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心の冠水状態は維持される。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.6.31 図に示すとおり、炉心が冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.6.25 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.27 図に示すように、事象発生後 180 分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 7.2 時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.6.3　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、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入機能の喪失を想定することから、運転員等操作である２次系強制冷却により１次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する２次系強制冷却とする。

(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表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点としてい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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウムー水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としてい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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としてい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。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、解析における破断口径を６inch、４inch及び２inchとすることにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、解析コードの持つ不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試

験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制される。しかしながら、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、サブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は低くなるが、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなるが、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始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表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出

後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウムー水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる影響があるが、1次系圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクによる炉心注水開始が遅れ、1次系保有水量の回復が遅れることから、評価項目に対する余裕が小さくなる影響もある。このため、破断流量の不確かさが評価項目となるパ

ラメータに与える影響の程度を確認するため、解析における破断口径を６inch、４inch 及び２inch とすることで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることにより１次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(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 7.1.6.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破

断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することにより、1次系圧力の低下に影響を与える。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が変動する。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することにより、1次系保有水量に影響を与えることから、6inch破断、4inch破断及び2inch破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。その結果、以下に示すとおり、評価項目に対し

て十分な余裕がある。

ⅰ．　6 inch 破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次系圧力の低下が早くなり、早期にループシールが解除されることにより、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に蓄圧注入が一時的に停止し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開することにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

ⅱ．　4 inch 破断

事象初期の破断流量及び1次系圧力の低下は2 inch 破断と6 inch 破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1次系圧力の低下により2次系強制冷却を開始するとともに、蓄圧注入が開始されることにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

ⅲ．　2 inch 破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系圧力の低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

ⅳ．　4 inch 破断から2 inch 破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系圧力の低下が遅くなり、

ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、２次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、１次系保有水量の減少が遅く、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

ｖ．　４inch破断から６inch破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに１次系圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、２次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなる。その影響を、炉心露出に至る６inch破断及び４inch破断のケースにおいて、最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.6.35図から第7.1.6.37図に示すとおり、６inch破断の場合では、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなることによりループシール解除後に１次冷却材の流出によって低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高めに推移し、燃料被覆管最高温度は約746℃となる。また、第7.1.6.38図から第7.1.6.40図に示すとおり、４inch破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注

入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約 928℃となる。このように、評価項目に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.1.6.4 図に示すとおり、2 次系強制冷却は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う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

2 次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS 作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合には、1 次系からの漏えい量が少なくなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の不確かさにより 1 次系からの漏えい量が少なくなると、1 次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS 作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。

このように、操作開始が遅くなる場合には、１次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、ECCS 作動信号発信 11 分後の２次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を３分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して評価項目を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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。

２次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、２次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、６inch 破断及び４inch 破断のケースにおいて、２次系強制冷却の開始を３分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、６inch破断の解析結果は第7.1.6.41図から第7.1.6.46図に示すとおりであり、２次系強制冷却を開始する前に蓄圧注入が開始し、炉心は冠水している。その後、間欠的な蓄圧注入挙動により炉心は露出するが、炉心水位は高い状態を維持しており、燃料被覆管最高温度は約 577℃となる。また、４inch 破断の解析結果は第 7.1.6.47 図から第 7.1.6.52 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることにより１次系圧力がわずかに高く推移し、１次系からの漏えい量が多くなるとともに、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなり、燃料被覆管最高温度は約

1,115℃となるが、いずれも評価項目を下回っている。このため、操作時間余裕としてECCS作動信号の発信から13分程度は確保できる。

(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2次系強制冷却を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.6.4 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「ECCS注水機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.6.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52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「ECCS 注水機能喪失」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。

a. 水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達後、低圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした低圧再循環による炉心注水を継続することにより、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２台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの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11.7kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 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は、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設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。

7.1.6.5　結　　論

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心への注水ができないことにより１次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却等を行うことにより、破断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させ、破断口径が大きい６inch 破断及び４inch 破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧

注入により再冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。また、破断口径が比較的小さい２inch破断については、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、２次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。

7.1.7　ECCS再循環機能喪失

7.1.7.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(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「ECCS再循環機能喪失」において、炉心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、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧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が喪失する事故」及び「小破断 LOCA時に高圧再循環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炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、燃料取替用水ピットを水源とした ECCS による炉心への注水を行った後に、格納容器再循環サンプを水源とする ECCS 再循環による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替再循環による炉心注水を継続的に行うことにより炉心損傷を防止する。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) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用するB格納容器スプレイポンプ（以下「B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）」という。）による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を整備する。

これらの対策の概略系統図を第 7.1.7.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.7.2 図及び第 7.1.7.3 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 7.1.7.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.7.2（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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 28 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.7.4 図に示す。また、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、24 名で対処可能である。

a.　プラントトリップ及び ECCS 作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合は、格納容器スプレイポンプの自動作動を確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、原子炉格納容器スプレイ作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

b. 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

c. 燃料取替用水ピットへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。

d. 高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え

燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、格納容器スプレイ再循環に切り替える。

高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

e. 低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失により、低圧再循環機能喪失と判断する。この対応操作として、低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水ピットの補給操作、主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を行う。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、原子炉格納容器圧力の変化等により、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの状態を確認する。

低圧再循環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り、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

なお、低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水が継続している場合は、燃料取替用水ピットの水位低下を低減するために高圧注入ポンプ１台運転とする。

f. 代替再循環による炉心冷却

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による低圧再循環機能喪失時の対応操作として、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環の準備を行う。準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

g. 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.1.7.2 炉心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、破断口径の大きさにより1次冷却材の流出流量が多くなるとともに、再循環切替えまでの時間が短いことにより再循環機能が喪失する時点での炉心崩壊熱が大きくなることから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンス以外の事故シーケンスである「中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」の炉心損傷防止対策として、2次系強制冷却により1次系を減圧させた後、低圧再循環により長期的な炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「7.1.6 ECCS 注水機能喪失」において確認している。さらにその手段に失敗した場合においても、B格納

容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等に期待できる。したがって、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」において対策の有効性を確認することにより、「中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」における対策の有効性を確認できる。

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、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流及び ECCS 強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コード MAAP により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、燃料被覆管温度等については、「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。また、事象初期の原子炉格納容器圧力については、MAAP コードにおいても適切な模擬が可能であるが、１次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解くことにより、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価している「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異

常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

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。

さらに、MAAP コードの炉心水位の予測の不確かさに関し、「7.1.7.3 (3) 感度解析」において、MAAP コードと M-RELAP5 コードとの比較による評価を実施する。

(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7.1.7.2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、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破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧再循環機能及び高圧再循環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。

外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しくなる。

(d) 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水ピット水位16%到達時に行うものとし、再循環機能が喪失するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) ECCS作動信号

ECCS作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(b) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は、「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.205MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(c) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え時点で低圧及び高圧再循環機能喪失を想定するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性(高圧注入特性:0～約360m^3／h、0～約15.8MPa[gage]、低圧注入特性:0～約2,500m^3／h、0～約1.5MPa[gage])を

用いるものとする。最大注入特性とすることにより、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

(d) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは、再循環切替え前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。また、再循環切替え後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

(e) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m^3／hの流量で注水するものとする。

(f) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力を用いる

ものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(g) 代替再循環

代替再循環時の炉心注水流量は、再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する１次冷却材の蒸散量を上回る流量として、200m^3／hを設定するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。なお、運用上は「7.1.7.3（3）感度解析」に示すとおり、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後（訓練実績：13分）までに開始する。

(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7.1.7.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第7.1.7.5図から第7.1.7.12図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第7.1.7.13図から第7.1.7.16図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約17分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失することにより、原子炉容器内水位は低下する。しかしながら、再循環機能喪失の30分後である事象発生の約47分後にB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環により炉心注水を実施することにより、原子炉容器内水位は回復する。

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第7.1.7.12図に示すとおり、ECCSによる炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著し

い変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」において、ECCS の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）における断面積の２倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約 1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約１％である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は 1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は 15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.7.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.7.15 図及び第 7.1.7.16 図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.7.14 図に示すように、格納容器再循環サンプ水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 2.0 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、B 格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.7.3　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、事象進展が比較的早く、運転員等操作である B 格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環により、炉心を冷却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、再循環機能喪失を起点に操作を開始する代替再循環とする。

(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・対向流並びに 1 次系における気液分離・対向流の不確かさについては、

「(3) 感度解析」にて評価している。

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・対向流並びに1次系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価している。

(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7.1.7.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が多くなり、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなることから、燃料取替用水ピット水位を起点としている代替再循環の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定し

ている破断口径より小さくなるため、破断口からの１次冷却材の流出流量が少なくなり、１次系圧力の低下が遅くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が少なくなり、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水ピット水位を起点としている代替再循環の開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの１次冷却材の流出流量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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確認する。

(a)　要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.7.4図に示すとおり、代替再循環は、中央制御室

及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、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

代替再循環については、炉心崩壊熱等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCSによる炉心注水流量が多くなることから、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなるため、１次冷却材の蒸散率が大きくなり、１次系保有水量の減少が早く、評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 感度解析」において、再循環機能喪失から 15 分後に代替再循環を開始することにより、炉心は露出しないことを確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、一方で、破断口径等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が遅くなり、ECCSによる炉心注水流量が少なくなることから、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流の不確かさ

については、「(3) 感度解析」にて評価している。

(3) 感度解析

MAAPコードにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスにおいて、M-RELAP5コードによる感度解析を行った。

その結果は、第7.1.7.17図に示すとおりであり、MAAPコードはM-RELAP5コードより約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5コードにより再循環機能喪失から15分後に代替再循環を開始した場合、第7.1.7.18図に示すとおり、再循環機能喪失後においても炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。このため、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15分を考慮するものとする。なお、同評価では、MAAPコードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギの差から見積もられる原子炉格納容器の圧力上昇に与える影響の差はわずかであることから、M-RELAP5コードの炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、MAAPコードはM-RELAP5コードと比較して、炉心露出を約15分遅く評価する可能性がある。この場合、再循環機能喪失から代替再循環開始までの操作時間余裕は小さくなり、評価項目に対する

余裕も小さくなる。これに対して、解析条件として考慮している「再循環機能喪失から 30 分後」よりも 15 分早く代替再循環を開始できるように、要員を配置することから、炉心は露出することなく評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) 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。

代替再循環の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、実際に見込まれる操作開始時間で最大となる再循環機能喪失から 15 分後に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.7.19 図及び第 7.1.7.20 図に示すとおり、評価項目に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として、再循環機能喪失から 20 分程度は確保できる。

(5) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。感度解析結果により、MAAP コードにおける炉心水位の予測の不確かさとして 15 分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を 15 分早くした。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、運転員による代替再循環を行うこと等に

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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.7.4　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「ECCS 再循環機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.7.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり、28名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」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。

a.　水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、高圧及び低圧再循環への切替えを行うが、再循環切替えに失敗する。このため、2系列の格納容器スプレイ再循環切替成功を確認した後、B格納容

器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環に切り替える。格納容器スプレイ再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイを継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの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

11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源の喪失は想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設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。

7.1.7.5 結　　論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水ピットを水源としたECCSによる炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とするECCSの再循環による炉心への注水機能が喪失することにより、1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機

能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環等を行うことにより、再循環機能喪失後に炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析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。感度解析結果より、MAAPコードにおける炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

7.1.8　格納容器バイパス

7.1.8.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(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「格納容器バイパス」において炉心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、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、さらに１次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することにより、１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、２次系を強制的に減圧すること等により１次系の減温、減圧を行い、漏えい量の抑制を図るとともに、１次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。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)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における機能喪失に対して、炉心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、ECCS 等による炉心注水を確保すると

ともに、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による１次系の減圧を行うことにより漏えいを抑制し、余熱除去系による長期的な炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。さらに、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備するとともに、長期的な冷却を可能とするため、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.8.1 図及び第 7.1.8.2 図に、対応手順の概要を第 7.1.8.3 図から第 7.1.8.6 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 7.1.8.1 表及び第 7.1.8.2 表に示す。

a.　インターフェイスシステム LOCA

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.8.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 28 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を

行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.8.7図に示す。

(a)　プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(b)　漏えい箇所の判断及び対応操作

１次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステ

ム LOCA の発生を判断するとともに、インターフェイスシステム LOCA 時に燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(c)　漏えい箇所の隔離（１次系減圧前）

余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水ピット水の流出を抑制するために、燃料取替用水ピットと余熱除去系の隔離を行う。また、１次系保有水量の減少を抑制するために、１次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により１次系と余熱除去系の隔離操作を行う。なお、隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(d)　余熱除去系隔離失敗の判断

余熱除去系の隔離操作後に１次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。

余熱除去系の隔離失敗の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(e)　２次系強制冷却

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(f)　燃料取替用水ピットへの補給及び漏えい箇所の隔離準備（１次系減圧後）

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給操作を行うとともに、１次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。

(g)　加圧器逃がし弁開操作による１次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、１次系からの漏えい量を抑制するため、１次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで１次系の減圧を行う。

１次系の減圧の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(h)　蓄圧タンク出口弁閉止

１次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS停止条件の満足又は１次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次

冷却材圧力等である。

(i) 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(j) 健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え

1次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

健全側余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(k) 余熱除去系からの漏えい停止

1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。

余熱除去系からの漏えい停止の確認に必要な計装設備

は、１次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

ｂ．蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.8.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 22 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員２名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.8.8 図及び第 7.1.8.9 図に示す。

(a)　プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

(b)　漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行うとともに、蒸気発生器伝熱管破損時に燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(c)　漏えい箇所の隔離

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔

離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(d) 破損側蒸気発生器隔離失敗の判断

破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。

破損側蒸気発生器隔離失敗の判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

(e) 2次系強制冷却

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(f) 燃料取替用水ピットへの補給

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。

(g) 加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を

抑制するため、１次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで１次系の減圧を行う。

１次系の減圧の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(h)　蓄圧タンク出口弁閉止

蓄圧注入による破損側蒸気発生器２次側への漏えい量を抑制するため、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(i)　高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(j)　余熱除去系による炉心冷却への切替え

１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

(k)　１、２次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止

１次系の減圧により１次系と破損側蒸気発生器２次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。

１、２次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

(l)　１次系のフィードアンドブリード

余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認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。

(m)　代替再循環による炉心冷却

余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が 70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、格納容器再循環サンプ水位（広域）等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.8.2　炉心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、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮した「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」である。

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、１次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出及び２次側給水が重要現象となる。このため、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次系圧力、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 7.1.8.3 表及び第 7.1.8.4 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各々について以下に示す。

a. インターフェイスシステム LOCA

(a) 事故条件

ｉ. 起因事象

起因事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。１次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機における口径に基づいた値とし、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値とする。なお、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は

生じることはなく、余熱除去系の低圧側に静的に１次系の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとする。

（ｉ）原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁
（等価直径約 2.5cm（１inch）相当）

（ⅱ）原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
（等価直径約 10cm（４inch）相当）

（ⅲ）原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
（等価直径約 2.8cm（1.12inch）相当）

ⅱ．安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。

ⅲ．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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

(b)　重大事故等対策に関連する機器条件

ｉ．高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：０～約 360m^3／h、０～約 15.8MPa[gage]）を用いるものとする。

ⅱ．補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は ECCS 作動限界値到達60秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

ⅲ．主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10％を処理するものとする。

ⅳ．蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。なお、本事故は事象発生後の事象進展が比較的早く、蓄圧タンクの初期条件の不確かさによる漏えい量に与える影響は小さいことから、他の事故と同様の取扱いとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

ⅴ．余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力

余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入

口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとし、両逃がし弁からの漏えいが停止するものとする。

(c) 重大事故等対策に関連する操作条件

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

i. 2次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象の判断、余熱除去系の隔離操作等を考慮して、ECCS作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

ii. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

iii. 加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(i) ECCS停止条件成立前

イ. サブクール度 60℃以上で開操作

ロ. サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉操作

(ii) ECCS停止条件成立後

イ. サブクール度 20℃以上で開操作

ロ. サブクール度 10℃以下で閉操作

iv. 高圧注入系から充てん系への切替えは、以下に示すECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てん

ポンプによる炉心注水に切り替えるものとする。

（ｉ）サブクール度 40℃以上

（ii）加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中

（iii）１次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中

（iv）蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ１台の設計流量以上で注水中

v．健全側余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

（ｉ）１次系温度 177℃以下

（ii）１次系圧力 2.7MPa[gage]以下

vi．運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとする。

b．　蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

（a）　事故条件

ｉ．起因事象

起因事象として、１基の蒸気発生器の伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

ii．安全機能の喪失に対する仮定

破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸

気発生器につながる主蒸気安全弁１個が開固着するものとする。

ⅲ．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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

(b)　重大事故等対策に関連する機器条件

ⅰ．高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：０～約 360m^3／h、０～約 15.8MPa[gage]）を用いるものとする。

ⅱ．補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／hの流量で注水するものとする。

ⅲ．主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁３個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10％を処理するものとする。

（c） 重大事故等対策に関連する操作条件

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

ⅰ．破損側蒸気発生器の隔離は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（1）及び（2）に従い、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から 10 分後に操作を開始し、操作終了に約２分を要するものとする。

ⅱ．健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（2）に従い、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に１分を要するものとする。

ⅲ．補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

ⅳ．加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、１個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

（ⅰ）ECCS 停止条件成立前

イ．サブクール度 60℃以上で開操作

ロ．サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50％以上で閉操作

（ⅱ）ECCS 停止条件成立後

イ．サブクール度 20℃以上で開操作

ロ．サブクール度 10℃以下で閉操作

ⅴ．高圧注入系から充てん系への切替えは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、以下に示す ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとし、切替えに２分の操作時間を考慮するものとする。

（ⅰ）サブクール度 40℃以上

（ⅱ）加圧器水位 50％以上で安定又は上昇中

（ⅲ）１次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中

（ⅳ）健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ１台の設計流量以上で注水中

ⅵ．充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

ⅶ．余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

（ⅰ）１次系温度 177℃以下

（ⅱ）１次系圧力 2.7MPa[gage]以下

（3） 有効性評価の結果

a. インターフェイスシステム LOCA

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.8.4 図に、１次系圧力、１次系温度、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の

１次系パラメータの変化を第7.1.8.10図から第7.1.8.21図に、補助給水流量及び主蒸気流量の２次系パラメータの変化を第7.1.8.22図及び第7.1.8.23図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生し、誤開又は破損が発生した側の余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約21秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生の約11分後に１次系圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することにより、１次系保有水量が回復する。

１次系圧力の低下が継続するため、ECCS作動信号発信の24分後である事象発生の約24分後に主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、その１分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と１次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約63分後に加圧器逃がし弁による１次系の減圧を行い、事象発生の約63分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生の約63分後に健全側余熱除去系によ

る炉心冷却を開始するとともに、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止することにより、１次冷却材の漏えいは停止する。

(b)　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.8.21 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.8.10 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動及び加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納

容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage] 及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.8.10 図及び第 7.1.8.11 図に示すように、事象発生後８時間時点においても１次系圧力及び温度は安定又は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約 10 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b.　蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.8.6 図に、１、２次系圧力、１次系温度、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.8.24 図から第 7.1.8.33 図に、蒸気発生器水位、蒸気流量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.8.34 図から第 7.1.8.36 図に示す。

（a）　事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて１次冷却材の蒸気発生器２次側への流出に伴い１次系圧力が低下することにより、事象発生の約５分後に「過大温度ΔＴ高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約６分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破

損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁の開固着を想定しているため、１次系温度及び圧力が低下することにより、事象発生の約８分後に「原子炉圧力低」信号の ECCS 作動限界値に到達した後、ECCS が作動し、炉心注水が開始され、１次系保有水量は回復に転じる。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップ信号発信の 10 分後である事象発生の約 15 分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始し、その約２分後に隔離操作を終了する。しかしながら、破損側蒸気発生器の減圧が継続するため、破損側蒸気発生器の隔離操作の終了時点から健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、その１分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と１次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約 27 分後に加圧器逃がし弁による１次系の減圧を行い、事象発生の約 36 分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生の約 2.3 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより１次系圧力は低下し、１次系圧力と破損側蒸気発生器２次側圧力が平衡になった時点で、１次冷却材の漏えいは停止する。

(b)　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.8.33 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 350℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である

1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.8.24 図に示すとおり、初期値（約 15.7MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.8.24 図及び第 7.1.8.25 図に示すように、事象発生後４時間時点においても１次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約 4.5 時間後に低温停止状態になり、安定

停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うとともに、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等により長期的な炉心冷却を行うことにより、事象発生の約 32.6 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、代替再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.8.3　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、事象進展が比較的早く、運転員等操作である２次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉による１次系の減温、減圧を行うとともに、高圧注入系から充てん系への切替え等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量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、原子炉トリップ信号又は ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する２次系強制冷却並びに１次系温度及び圧力（サブクール条件）等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えとする。

(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表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としてい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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としてい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。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステム LOCA では、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステム LOCA では、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減圧が遅くなるため、1次系圧力の

低下が抑制されることから、ECCS 作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、１次系の減圧が遅くなるため、１次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度は低くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなるため、１次系温度は低くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次

側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

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表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステム LOCA では、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステム LOCA では、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減温、減圧が遅くなるため、１次系の温度及び圧力の低下が抑制され、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることにより１次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(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 7.1.8.3 表及び第 7.1.8.4 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステム LOCA 時の破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、１次系圧力の低下により発信する ECCS 作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却並びに１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

インターフェイスシステム LOCA 時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、１次系圧力の低下が遅くなることから、ECCS 作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、１次系圧力の低下が遅くなることにより１次冷却材の

飽和温度の低下も遅くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、また、インターフェイスシステム LOCA 時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して１次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧タンクによる炉心注水より前に ECCS により１次系保有水量は回復に転じていることから、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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.8.7図に示すとおり、インターフェイスシステムLOCAにおいて、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作により閉止する操作は、現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員とは別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。現場での操作場所は、漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合においても、閉止操作の成立性に影響を与えない。

第7.1.8.8図及び第7.1.8.9図に示すとおり、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器隔離及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁開等並びに加圧器逃がし弁開閉、蓄圧タンク出口弁閉止及び高圧注入系から充てん系へ

の切替え等の複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、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

2次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS作動信号又は原子炉トリップ信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、インターフェイスシステムLOCAでは、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系による炉心注水により1次系保有水量は確保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。

加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えについては、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、1次系温度及び圧力（サブクール条件）成立が早くなり、これに伴い操作開始

が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間の変動によるプラント挙動に与える影響はなく、その後の加圧器水位調整の影響についてもプラント挙動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確認する。

インターフェイスシステム LOCA において、2次系強制冷却の操作時間余裕としては、第 7.1.8.37 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに3時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第 7.1.8.37 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに3時間程度は確保できる。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗

する事故において、破損側蒸気発生器の隔離及び２次系強制冷却の操作時間余裕としては、第 7.1.8.38 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、２次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに８時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第 7.1.8.38 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による１次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに４時間程度は確保できる。

(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、運転員によるクールダウンアンドリサーキュレーションを行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.8.4　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「格納容器バイパス」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.8.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52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「格納容器バイパス」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。

なお、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、燃料及び電源の評価結果は同じであり、水源の評価結果は各々について以下に示す。

a.　水　　源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水ピットが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに健全側余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり、

復水ピットへの補給は不要である。

また、燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに漏えい箇所の隔離により余熱除去系からの漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピットが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり復水ピットへの補給は不要である。

また、燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに１次系の減圧により１次系と蒸気発生器２次側を均圧させ、漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。なお、余熱

除去系の接続に失敗した場合においては、燃料取替用水ピットを水源とする充てん系によるフィードアンドブリードを行い、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達後、代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、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2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの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11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約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は、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負

荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設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。

7.1.8.5 結　　論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいにより1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、ECCS等により炉心注水を確保しつつ、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。また、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を行うことにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、クールダウンアンドリサーキュレーション等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して有効である。

7.2　重大事故

本発電用原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損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。

7.2.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

7.2.1.1　格納容器過圧破損

7.2.1.1.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に至る可能性のある PDS 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、TED、TEW、AEW、SLW、SEW 及び AED である。

(2)　格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全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、原子炉格納容器内へ流出した高温の１次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇

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、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、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。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原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる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等を整備する。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イグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2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7.2.1.1.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.1.2（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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52名で対処可能である。

a.　事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安

全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を

行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. 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、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場に

てアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後に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、現場にて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の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失

時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示１×10^{5}mSv／h以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した１次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）１×10^{5}mSv／hは、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、１次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が 16％以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 75％以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入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、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

j. 格納容器内自然対流冷却

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.2.1.1.2 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

PDS 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 PDS のうち、破断規模の大きい「A**」が原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制

効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDS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PDS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、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの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、原子炉格納容器圧力の上昇の観点で厳しくなる大破断 LOCA を起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の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。

さらに、本評価事故シーケンスは、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量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・構造材との熱伝達及び内部熱伝導

・格納容器スプレイ冷却

・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

・水素濃度変化
・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（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総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1　原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

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（事象進展解析）の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.1.2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破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m（29inch）の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さら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するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮

するものとする。なお、MAAPコードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に4基の蒸気発生器に合計200 m^3／hの流量で注水するものとする。

(b) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（1基当たり）

(c) 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m^3／hを設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(b) 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件

a. 事象発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で

長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、3号炉は燃料を1／3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とし、4号炉は燃料を1／4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

b. 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c.の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAP コードによる解析結果に比べて、Cs-137 の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。

c. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

d. 時間経過とともに Cs-137 の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても評価するものとする。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAP コードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の 0.16%／d を用いるものとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、

0.125%／dを用いるものとする。

f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り３%はアニュラス部以外で生じるものとする。

g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%を用いるものとする。

h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上62分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視するものとする。

i. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m^3／hを設定するものとする。

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図に、１次系圧力、原子炉容器内水位等の１次系パラメータの変化を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13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1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断 LOCA の発生に加えて低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約 22 分後に炉心溶融に至る。

さらに、格納容器スプレイ注入機能も喪失することから、炉心溶融開始から 30 分後となる事象発生の約 52 分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約 2.6 時間後に原子炉容器からの溶融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約 15 時間後に低下に転じる。

また、事象発生の 24 時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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により、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生の約 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は、第 7.2.1.1.9 図に示すとおり、

代替格納容器スプレイにより事象発生の約 15 時間後に最高値約 0.444MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第 7.2.1.1.10 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約 26 時間後に最高値約 144℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断 LOCA が発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での１次系圧力は、第 7.2.1.1.6 図に示すとおり、約 0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに１次系圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定」の（5）、（8）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。また、（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により本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度

が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の 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」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は、第 7.2.1.1.13 図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して 0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約２%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び 200℃を下回る。

また、第 7.2.1.1.11 図及び第 7.2.1.1.12 図に示すとおり、事象発生から約 2.6 時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第 7.2.1.1.9 図及び第 7.2.1.1.10 図に示すとおり、48 時間時点においても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溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の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

射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.5TBqであり、第7.2.1.1.30図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより、100TBqを十分下回る。また、その大気放出過程を第7.2.1.1.31図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約6.0TBq）及び100日（約6.0TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

7.2.1.1.3　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ものとする。

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常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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下させ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、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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及び事象発生

の 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、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による不確かさの影響を確認する。

(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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

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の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としてい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、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与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点と

してい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、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第 7.2.1.1.14 図及び第 7.2.1.1.15 図に示すとおり、約 16cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。

Cs-137 の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAP コードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAP コードの評価結果ではなく、NUREG-1465 に基づき設定しているが、これらパラメータを起点としてい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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認

されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間は30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接

部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、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、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与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第 7.2.1.1.14 図及び第 7.2.1.1.15 図に示すとおり、約 16cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇

はドライ条件換算で１vol％程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、１次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B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、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量より

も多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としてい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

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。

このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、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。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約52分後とした。その結果、第7.2.1.1.16図から第7.2.1.1.21図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギは大破断LOCAの場合と同じであり、また、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

ⅰ．１次冷却材高温側配管　全ループ破断

ⅱ．１次冷却材低温側配管　全ループ破断

ⅲ．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）

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力

及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイ流量を設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.22 図及び第 7.2.1.1.23 図に示すとおり、事象発生から約 52 分後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性を４号炉の設計値（１基当たりの除熱特性：100℃～約 168℃、約 6.7MW～約 12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.24 図及び第 7.2.1.1.25 図に示すとおり、事象発生から 24 時間後のＡ、Ｂ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以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.26 図及び第 7.2.1.1.27 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び

200℃に対して十分な余裕があり、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、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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.2.1.1.3図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、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。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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は、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。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動は、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

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量の不確かさとして「a.（b）評価項目となるパラメータに与える影響」において、事象発生から約 52 分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から 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。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度

の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約 8.9 時間後からの格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動については、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により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射能量が減少する。このため、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(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。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約８分遅く、事象発生の 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.28 図及び第 7.2.1.1.29 図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約８分遅くなった場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度はそ

れぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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操作時間余裕としては、解析上は事象発生の24時間後に格納容器内自然対流冷却を開始するとともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して、代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m^3となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動の時間余裕を確認するため、操作開始が10分から20分遅れた場合の感度解析を実施した。その結果、操作開始が10分から20分程度遅れた場合、Cs-137の放出量は10～30%程度増加するが、評価項目に対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

(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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.1.1.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.1.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1（2）資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約52分後から24時間までの合計約23.2時間にわたり、定格値である150m^3／hでの代替格納容器スプレイを想定して、約3,480m^{3}の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水ピットは、約1,960m^{3}の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水ピットとの連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水ピット経由で燃料取替用水ピットに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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により、燃料取替用水ピット及び復水ピットへの補給は不要である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 46.5kℓの重油が必要となる。復水ピットへの補給については、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓ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大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 440kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

7.2.1.1.5 結　　論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機

能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の１次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、その結果、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、Ａ、Ｂ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等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損)」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」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実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、Ａ、Ｂ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等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉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次系圧力、原子炉格納容器内の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、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及

び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」において、原子炉格納容器の水素濃度については「7.2.4　水素燃焼」において、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、評価項目を満足することを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、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、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

7.2.1.2　格納容器過温破損

7.2.1.2.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に至る可能性のあるPDS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、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全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、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属ー水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、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、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器内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、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。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原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格

納容器過温破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を整備する。

また、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、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直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策等を整備する。

さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる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等を整備する。加えて、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イグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2図に示すとともに、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7.2.1.2.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2 (1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4

号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 52 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 16 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.2.1.2.3 図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52 名で対処可能である。

a.　事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b.　事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でな

い場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^5mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

c. 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、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後に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、現場にて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の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速や

かにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5 mSv／h 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した１次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）1×10^5 mSv／h は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、１次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート

相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入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、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウムー水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

j. 格納容器内自然対流冷却

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.2.1.2.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

（1）　有効性評価の方法

PDS 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 PDS のうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が温度上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS 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PDS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動力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

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、１次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物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、運転員等操作の余裕時間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動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・1次系における構造材との熱伝達

・1次系におけるECCS蓄圧タンク注入

・加圧器における冷却材放出

・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

・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破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・構造材との熱伝達及び内部熱伝導

・格納容器スプレイ冷却

・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

・水素濃度変化

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱

・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（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総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内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、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

さらに、本評価事故シーケンスでは評価結果が厳しくなるため、炉心部に残存する損傷燃料（以下「残存デブリ」という。）の量は極く少量となるが、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に対する不確かさを考慮して、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

(2) 有効性評価の条件

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

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源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

非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

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。

(d) RCP シール部からの漏えい率

RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の１次系温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、その漏えい率相当となる口径約 0.2cm（約 0.07inch）を設定する。また、１次冷却材ポンプ４台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の１次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないものとする。

(e) 水素の発生

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 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、標準的に最低保持圧力及び最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンク保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(b) 加圧器逃がし弁

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

(c) 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m^3／hを設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(3) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。

(b) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内の保有水量が2,000m^3に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa[gage]に到達していない場合は、常設電動注入ポンプを一旦停止し、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(c) 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

（3） 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い１次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全ての蒸気発生器への注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次系圧力及び温度の上昇に伴い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により、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。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約3.6時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度は事象発生の約17時間後に低下に転じる。

その後、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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により、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、格納容器内自然対流冷却の開始とともに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを停止することにより、原子炉格納容器上部区画の温度が一時的に上昇傾向となっているが、事象発生の約 27 時間後に再び低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは、１次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいとして、RCP シール部からの漏えいのみを想定していることから、１次系が高温となり、原子炉容器ふたフランジ部及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には RCP シール LOCA が発生することにより１次系の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.1.2.8 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生の約 17 時間後に最高値約 0.409MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第 7.2.1.2.9 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生の約 17 時間後に最高値約 144℃となる。事象発生の 24 時間後に代替格納容器スプレイを停止することにより原子炉格納容器上部区画

の温度が一時的に上昇傾向となるが、その後の格納容器自然対流冷却により低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定」の（3）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始が早く、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」にて評価項目を満足することを示す。

（4）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す。

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

（6）に示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の 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」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は、第 7.2.1.2.10

図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約２％と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍(0.784MPa[gage])及び 200℃を下回る。

また、第 7.2.1.2.8 図及び第 7.2.1.2.9 図に示すとおり、事象発生の約 13 時間後に溶融炉心の原子炉下部キャビティへの流出が停止するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、48 時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、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雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

7.2.1.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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常設電動注入ポンプによる代替格納容器ス

プレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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、原子炉格納容器内温度を低下させ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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による１次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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ついても、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による不確かさの影響を確認する。

(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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による１

次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

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の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を１割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下さ

せた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としてい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、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与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響は小さい。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低

くなり、評価項目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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、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、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与える感度は小さい。このため、

評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B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、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒ

ートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、A、B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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、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には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、A、B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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、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

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイを設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.12図及び第7.2.1.2.13図に示すとおり、事象発生から約3.6時間後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、

B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号炉の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.14図及び第7.2.1.2.15図に示すとおり、事象発生から24時間後のA、B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以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分な余裕があり、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、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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.2.1.2.3図に示すとおり、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、中央制御室において同一の運転員が

行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイの再開は、原子炉下部キャビティへの注水を目的とした代替格納容器スプレイを行う運転員と同一の運転員が行う操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ量は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギ量は減少することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。さらに、「(3) 操作余裕時間の把握」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の操作時間余裕を炉心溶融開始から 20 分後に加圧器逃がし弁によ

る１次系強制減圧を行う場合の感度解析により確認しており、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。

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「7.2.1.1.3（3）操作時間余裕の把握」において、より事象進展の早い事故シーケンスを対象に代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を、代替格納容器スプレイの開始を約８分遅くした場合の感度解析により確認しており、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。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 30 分後に再開する代替格納容器スプレイの再開は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確

かさにより原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなるが、起点となる原子炉格納容器圧力は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「7.1.4　原子炉納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約8.9時間後から格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3)　操作時間余裕の把握

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

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.16図及び第7.2.1.2.17図に示すとお

り、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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操作時間余裕としては、解析上は事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m^3となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として３時間程度は確保できる。

（4） 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイにより格納容器内に注水された水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した。その結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の19%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギを下回る。また、実際には全溶融炉心の19%

以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能である。

(5) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ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、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格

納容器過温破損)」において、３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.2.1（3）格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

（2） 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1（2）資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約 3.6 時間後から約 16 時間までと事象発生約 17 時間後から 24 時間までの合計約 19.4 時間にわたり、定格値である 150m^3／h での代替格納容器スプレイを想定して、約 2,910m^3の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水ピットは、約 1,960m^3の使用が可能である。また、事象発生約 14 時間後までに復水ピットとの連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水ピット経由で燃料取替用水ピットに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約 24 時間後までに、移動式大容量ポ

ンプ車を用いたＡ、Ｂ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により、燃料取替用水ピット及び復水ピットへの補給は不要である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、７日間の運転継続に約 230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 46.5kℓの重油が必要となる。復水ピットへの補給については使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓ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大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 490kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW

にて電源供給が可能である。

7.2.1.2.5　結　　論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、その結果、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポン

プによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉格納容器内の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、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、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」において、原子炉容器破損時の1次系圧力については、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4　水素燃焼」において、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」において評価項目を満足することを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対

処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、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、1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損)」に対して有効である。

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PDS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である。

(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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全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、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、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直接加熱されることにより、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、原子炉容器破損までに１次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、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。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原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(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、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次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、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直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による１次系強制減圧等を整備する。

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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、Ａ、Ｂ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等を整備する。

さらに、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる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等を整備する。加えて、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対策を図るための設備としてイグナイタを設置する。

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

PDS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PDSのうち、1次系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次系の減圧の観点から厳しい。「T**」のうち、最も1次系圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は「TED」に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDS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PDS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動力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

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、１次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物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、運転員等操作の余裕時間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動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の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次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・１次系における構造材との熱伝達

・１次系における ECCS 蓄圧タンク注入

・加圧器における冷却材放出

・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

・蒸気発生器における２次側水位変化・ドライアウト

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－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破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（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FP（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総合解析コードMAAPにより、1次系圧力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」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。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7.2.2.1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次系圧力等の１次系パラメータの変化を第 7.2.2.1 図及び第 7.2.2.2 図に示す。

a.　事象進展

「7.2.1.2.2（3）有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、全ての蒸気発生器への注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次系圧力及び温度の上昇に伴い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により、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。

このため、炉心溶融開始から 10 分後となる事象発生の約 3.3 時間後に加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を開始する。１次系の減圧に伴い、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、原子炉容器下部プレナム水が喪失することにより、再び低下に転じ、事象発生の約 6.7 時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動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加圧器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弁可能である。その後、加圧器逃がし弁による１次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。しかしながら、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路

はわずかに拡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駆動源喪失に伴う弁閉止の可能性はないことから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。

b. 評価項目等

1次系圧力は、第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約6.7時間時点では約1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損時点で2.0MPa[gage]以下に低減できる。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.2.2(3)有効性評価の結果」と同様である。

(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始が早く、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」にて評価項目を満足することを示す。

(5)及び(7)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開始及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－

冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

（6）に示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の 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」に示す。

なお、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧に成功し、溶融物が１次系圧力 2.0MPa[gage]以下で原子炉格納容器内に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、溶融物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、原子炉下部キャビティに十分な量の注水を行う時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスして１次系圧力は 2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

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ものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁により１次系を強制的に減圧

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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による１次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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ついても、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による不確かさの影響を確認する。

(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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による１次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コード

の１次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。このため、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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、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次系圧力に対する感度は小さく、また、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与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの１次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。また、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ず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確

認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、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次系圧力に対する感度は小さい。このため、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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さい。さらに、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ず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早くなる。しかしながら、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ず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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次系圧力は 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次系圧力は、蓄圧タンクからの注水と溶融炉心の接触による急激な水蒸気生成に伴う１次系の加圧現象、加圧器逃がし弁からの蒸気放出による１次系の減圧現象及び溶融炉心からの熱負荷、破損形態などの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次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と１次系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タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態となるため、１次系圧力が 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に応じて、１次系圧力は低下する。

また、圧力スパイク発生後の１次系の減圧挙動について、原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより１次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量も１次系圧力に応じて変動することから、１次系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蒸気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。

その結果、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ず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は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、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び蓄圧タンク保持圧力並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びＡ、Ｂ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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による１次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場

合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力よりも高いため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始される。しかしながら、炉心溶融は蓄圧注入の前に生じていること、また、原子炉格納容器へ放出されるエネルギは同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、A、B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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、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には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、A、B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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギが減少することにより、炉心溶融開始が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなる。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力よりも高いため、1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力の違いが原子炉容器破損時点の1次系圧力に与える影響を確認する観点で、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa[gage])とした場合の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、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の1次系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時間が遅くなる。その結果、原子炉容器破損時点の１次系圧力は約 1.8MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、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次系圧力には影響しないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなるが、原子炉容器破損時点の１次系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確認する。

(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における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

炉心溶融開始から 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による１次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合は、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧開始時点の崩壊熱が大きくなることにより事象進展に影響を与えることが考えられることから、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧開始を 10 分早くし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次系圧力は約 1.8MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っている。この場合、より早期に１次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くなる。ただし、この場合でも、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態が形成されるため、１次系圧力が 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割った値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が高くなれば、蒸気生成量が増加し１次系圧力が上昇することにより蓄圧注入が停止し、水位が低くなれば、蒸気生

成量が減少することにより１次系圧力が低下し、蓄圧タンクからの注水が再開する挙動となる。このため、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を 10 分早く開始した場合でも、１次系圧力挙動については、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧開始を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することにより圧力ピークが生じるまでの１次系減圧挙動は変わらない。一方、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧操作を 10 分早く開始することに伴い、炉心崩壊熱が約１％高い状態で事象が進展するため、１次系圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧タンクからの注水が早くなることにより炉心冷却が促進される。このため、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅くなることにより、原子炉容器破損時点の１次系圧力は低下し、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧の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次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧が遅れた場合の操作時間余裕を炉心溶融開始から 20 分後に加圧器逃がし弁開放を

行う場合の感度解析により確認しており、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確認する。

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.5図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.9MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っている。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

(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、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.2.4　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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、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直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、その結果、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次系強制減圧等を考慮する。

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動力電源が喪失し、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実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による原子炉容器破損までに行う加圧器逃がし弁による１次系強制減圧により１次系圧力を低減することができる。

その結果、原子炉容器破損時の１次系圧力は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係る圧力及び温度、原子炉格納容器内の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については、「7.2.1.2　格納容器過温破損」において、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」において評価項目を満足していることを確認している。さらに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」において、原子炉格納容器の水素濃度については「7.2.4　水素燃焼」において、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、評価項目を満足することを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、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、１次系強制減圧、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

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PDS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、AEI、AEW、SEI、SLI、SLW及びSEWである。

(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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その時に、発生するエネルギが大きい場合には、構造物が破壊されることにより、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、原子炉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、この蒸気膜に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、伝ぱすることに伴い大きなエネルギ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JASMINEコードを用いた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。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、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ことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。ま

た、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。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原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(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」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、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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ等を整備する。

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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を整備する。

さらに、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる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等を整備する。加えて、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イグナイタを設置する。

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

PDS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PDS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大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点でより厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注水が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失する「AEW」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、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
・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、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
・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

これらの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大きくなる大破断 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及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への格納容器スプレイとしては、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。このため、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ことにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは想定せず、常設

電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入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注水開始時間が遅く、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、事象を厳しく評価することとなる。

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

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

a.　炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b.　原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内FP（核分裂生成物）挙動

c.　原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・格納容器スプレイ冷却

・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格納容器内 FP（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総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1　原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

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が、以下の条件を適用する。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7.2.3.1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

計装用案内管と同等の径を用いるものとする。

(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を用いるものとする。

(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を用いるものとする。

(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、「7.2.1.1 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。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用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22分後に炉心溶融に至り、事象発生の約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることにより、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、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、原子炉格納容器圧力は事象発生の約15時間後に低下に転じる。また、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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により、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生の約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、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(6)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.1.2(4)有効性評

価の結果」と同様である。また、(8) に示す評価項目については、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

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ものとする。

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常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより、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、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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及び事象発生の 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、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による不確かさの影響を確認する。

(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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容

器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としてい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、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与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としてい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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさ

として、HDR 実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、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、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与える感度は小さい。このため、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における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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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等により、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、操作時間に対して一定の時間余

裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.3.4　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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その結果、発生するエネルギが大きいと構造物が破壊されることにより、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「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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を考慮

する。

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 時に低圧注入機能、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」に、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並び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実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより、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を抑制することが可能である。

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、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却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、原子炉格納容器内の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については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」において、評価項目を満足していることを確認している。

また、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4　水素燃焼」において、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、評価

項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、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、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

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PDS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、TEW、SEW、AEW、SLW及びAEDである。

(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、原子炉の出力運転中

に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、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する。このため、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対しては、原子炉下部キャビティへ注水し、水素発生を抑制する。

(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の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度になら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イグナイタを設置する。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる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等を整備する。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濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。これらの対策の概略系統図を第7.2.4.1図に、手順の概要を第7.2.4.2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7.2.4.1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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計30名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果52名で対処可能である。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動

作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準

備完了後にＢ充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. 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、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気

中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後に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、現場にて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の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動する

とともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^5mSv／h以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した１次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)１×10^5mSv／hは、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、１次冷

却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入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、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

j.　格納容器内自然対流冷却

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

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

PDS 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 PDS 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**」が水素放出速度の観点で厳しい。また、格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「**I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS 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 PDS 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 時に低圧注入機能が喪失する事故

・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環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

・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能が喪失する事故

これらの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、事象進展が早くなり、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、事象初期に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、さらに事象初期の１次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。

本評価事故シーケンスにおいて、水素発生に係る重要現象は、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破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・格納容器スプレイ冷却

・水素濃度変化

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱

・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（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総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納

容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1　原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

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・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熱流動解析コード GOTHIC により、原子炉格納容器内水素濃度等の過渡応答を求める。なお、第 7.2.4.4 図に示すとおり、GOTHIC コードで原子炉格納容器内水素濃度を評価する際は、MAAP コードによる評価結果に基づいて時刻暦の水素の発生量が評価され、これを境界条件として GOTHIC コードに入力する。

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破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約 0.74m（29inch）の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能及び高圧注入機能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。

外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることから、水素濃度の観点で厳しくなる。

(d) 水素の発生

全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することによる水素の発生を考慮するものとする。

水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAP コードによる評価結果に基づき 75%に補正するものとする。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、炉外に流出した溶融炉心と水が反応すること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、水と反応するジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量

の 75%と MAAP コードによる解析結果との差分は、補正期間中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の放射線分解による水素の発生を標準値として考慮するものとする。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については 0.4 分子／100eV、サンプ水については 0.3 分子／100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価するものとする。ヒドラジンの放射線分解では、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、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、全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、火炎の下方伝ぱ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 8 vol%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 1 基当たりの処理性能については、設計値を基に 1.2kg／h（水素濃度 4 vol%、圧力 0.15MPa[abs]時）を用いるものとする。また、装置については 5 基の設置を考慮するものとする。

(b) イグナイタ

解析においては水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しないが、「7.2.4.3 (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」に示す溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待するものとする。

(c) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、設計値に基づく最大流量を用いるものとする。

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を処理し、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によりジルコニウム－水反応による水素が発生するとともに、事象発生の約 27 分後に炉心溶融が開始する。さらに、事象発生の約 1.1 時間後には原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下に伴い水素が発生する。

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、事象発生の約 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。

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する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低下し、蓄積することはなく、事象発生から 25 時間時点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次冷却材配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。１次冷却材配管の破断区画は、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、その期間は短く、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。一方、原子炉下部キャビティ区画は、解析では原子炉容器破損時の溶融炉心の原子炉下部キャビティ水中への落下に伴う水素発生により水素濃度が上昇

することで爆轟領域に入り、その後、溶融炉心による水蒸気発生に伴い、不燃領域へ移動する。しかしながら、実機では気相部に衝撃波を与えるような巨大なエネルギ源はないことから、直接、起爆源から爆轟が生ずることはない。また、国内外における知見を踏まえると、配管やダクトのような細長い体系でないこと、片端又は両端が閉ざされた体系でないこと、火炎が加速するための十分な助走距離がないこと及び火炎に乱れを発生させ火炎を加速させるような障害物がないことから、仮に燃焼が生じたとしても火炎が加速されて爆轟に遷移する可能性はない。事象発生初期においては、各区画の水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、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（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、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。

１次系圧力は、第 7.2.4.15 図に示すとおり、原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(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開始が早く、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」にて評価項目を満足することを示す。

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－水反応に伴い発生する水素により上昇するが、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％で減少に転じ、13vol％を下回る。また、局所の水素濃度については、１次冷却材配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、「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％が水と反応することにより発生した水素が、全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、最高値約 0.497MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）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（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ため、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、格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに溜まる水が少なく、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶

融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

第7.2.4.13図及び第7.2.4.14図に示すように、事象発生の約1.4時間後に原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下するが、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、事象発生から約2時間時点において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溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も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ものとする。

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2（2） 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、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 コード）

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間は 30 秒程度早くなるが、有効性評価では、MAAP コードで得られた水素発生量が、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を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。

原子炉格納容器における水素濃度変化の不確かさとして、水素発生に関する基本的なモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、有効性評価では、MAAP コードで得られた水素発生量が、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を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。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再

現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間は早くなるが、有効性評価では、MAAP コードで得られた水素発生量が、全炉心内のジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を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。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかし、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われているため、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心及び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の不確かさとして、原子炉下部キャビティの床に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程で種々の不確かさが考えられることから、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施している。基本ケースでは有意な侵食は発生しないが、感度解析の結果、溶融炉心の拡がり面積として、局所的に溶融炉心が堆積する

ことによりコンクリート侵食が開始され水素が発生するが、溶融炉心が冷却されることによりコンクリート侵食が停止し、水素発生も停止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素は全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でのジルコニウム－水反応による水素発生に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにより水素を処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は最大約 9.5vol％であり、13vol％を下回る。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を考慮しても、評価項目を満足する。

c. 評価項目となるパラメータに与える影響（GOTHIC コード）

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並びにスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC 検証解析により影響程度を確認しており、爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮し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。このため、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、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している水の放射線分解、金属腐食量及びヒドラジンの放射線分解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、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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損時間等が遅くなり炉内に燃料が留まる時間が長くなる。このため、炉内でのジルコニウム

ー水反応により発生する水素の量が多くなると考えられるが、水素発生量に対しては全炉心内ジルコニウム量の75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正していることから、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%が反応したと想定して評価した結果、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は約 12.9vol%であり、13vol%を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、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、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評価した結果、約１kgの未反応分の水素が発生し、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。

１次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動し、炉心溶融開始が早まり、水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、発生水素量については、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することによ

り発生する量になるように水素発生率を補正しており、さらに、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応したと想定しても、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 13vol%を下回る。このため、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、重大事故等時に水素濃度上昇を抑制するための設備としてイグナイタを設置する。第 7.2.4.16 図にイグナイタの効果に期待する場合の原子炉格納容器内におけるウェット換算の水素濃度の推移を、第 7.2.4.17 図にドライ換算の水素濃度の推移を示す。イグナイタの効果は、全炉心内のジルコニウム量の 100%と水が反応することによる水素発生量を考慮しても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、原子炉格納容器内の水素濃度を 13vol%に対して十分下回るよう抑制することが可能である。

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、設定している。水素の生成割合の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

金属腐食量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している金属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ヒドラジンの放射線分解による水素の生成については、実機ではよう素除去薬品としてヒドラジンではなく苛性ソーダを添加するため、ヒドラジンの放射線分解による水素は生成されない。したがって、評価項目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確認する。

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し、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確認する。

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し、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、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等により、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、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はないことから、操作遅れによる影響及び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に必要な初動の要員は、「7.2.4.1 (3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(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。

a. 水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位になるまでの水位としての約1,960m^{3}の使用を考慮し、再循環切替水位到達後、格納容器スプレイ再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環を継続することにより、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も同様の対応である。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなる

が、「7.5.1（2） 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源の喪失は想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により起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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、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、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、その結果、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考慮する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生

に対しては、常設電動注入ポンプによる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等を考慮する。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濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度測定を行う。

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LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、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ることから、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。また、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伴い緩やかに発生する水素を除去すること等により、原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる。

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、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の１次系圧力、原子炉格納容器内の水素濃度及び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するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－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」において、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、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析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、操作遅れによる影響はない。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、静的触媒式水素再結合装置の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

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PDS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である。

(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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生する

とともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、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、原子炉格納容器床へ注水し、原子炉格納容器床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、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。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原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(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、原子炉格納容器床の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、常設電動注入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等を整備する。また、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イグナイタを設置する。

さらに、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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を整備する。

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

PDS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PDS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大きいため、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に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDS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PDS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、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの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、事象進展が早くなり、原子

炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とした「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の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、溶融炉心・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次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c.　原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・格納容器スプレイ冷却

・水素濃度変化

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱

・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（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総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

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が、以下の条件を適用する。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7.2.5.1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、「7.2.1.1 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室水量、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22分後に炉心溶融に至り、事象発生の約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることにより、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により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る原子炉下部キャビティへの注水により、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）、（6）及び（7）に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.1.2（4）有効性評価の結果」と、（5）に示す評価項目については、「7.2.3.2（3）有効性評価の結果」と同様である。

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、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常設電動注入ポンプによる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により溶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、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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及び事象発生の 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、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による不確かさの影響を確認する。

(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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさは小さい。また、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としてい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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としてい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が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としてい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の不確かさとして、「b.　評価項目となるパラメータに与える影響」に示すとおり、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、約 16cm のコンクリート侵食が発生する。しかしながら、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱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、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE 及び

SURC 実験解析等により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であり、その不確かさは小さい。このため、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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、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に関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、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が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。このため、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み合わ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には、約 16cm のコンクリート侵食が発生する。しかしながら、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により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、全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、拡がり面積は約 14.5m^2 となるが、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上は、保守的にライナプレートがないと仮定し、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は、約 16cm のコンクリート侵食が発生する。

一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床に到達する場合、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、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約５mm のコンクリート侵食が発生する。

しかしながら、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ることにより溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑

制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE 及びSURC 実験解析等により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。このため、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、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた

場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。

１次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱

性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としてい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。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としてい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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心のエネルギが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、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るため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、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。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生後約 52 分とした。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に

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。

ⅰ．１次冷却材高温側配管　全ループ破断

ⅱ．１次冷却材低温側配管　全ループ破断

ⅲ．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）

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際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冷却が促進される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉容器破損時間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確認する。

(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

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉下部キャビティの水位上昇が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量については「7.2.1.1.3 (2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」について事象発生から約 52 分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、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が遅れた場合の操作余裕時間を事象発生から 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。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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及びアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動に係る不確かさの影響評価については、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はなく、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確認する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約8分遅く、事象発生から 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.5.9 図及び第 7.2.5.10 図に示すとおり代替格納容器スプレイ開始が約8分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は0.9m程度であり、原子炉下部キャビティ水位が十分に存在する。このため、操作時間余裕として事象発生から 60 分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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及びアニュラ

ス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動に係る操作余裕時間については、「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、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溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進される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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.5.4　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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器

の構造部材の支持機能が喪失することにより、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「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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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等を考慮する。

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 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」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実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を行うことにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器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、原子炉格納容器内の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については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」において、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・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」

において、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4　水素燃焼」において、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析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、解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進される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について操作への影響も含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、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、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対

して有効であることが確認でき、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。

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

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

7.3.1 想定事故１

7.3.1.1 想定事故１の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

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

(2) 想定事故１の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

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

したがって、想定事故１では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3)　燃料損傷防止対策

想定事故１における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.3.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.1.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.1.1 表に示す。

想定事故１における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 40 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 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又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、回復操作を行うとともに、燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水準備並びに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

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

b. 使用済燃料ピット水位の確認

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

使用済燃料ピット水位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

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

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

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

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL.＋10.96m、注水開始水位 EL.＋10.78m の範囲で維持する。

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故１として、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」で

ある。

想定事故１では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

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

(2)　有効性評価の条件

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

a.　初期条件

(a)　事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL－0.09m）とする。

b.　事故条件

(a)　安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

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

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第7.3.1.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約 13 時間で 100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、第 7.3.1.4 図に示すとおり事象発生から約 2.1 日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から 7 時間 50 分（約 0.3 日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約 2.1 日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率

を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約8時間55分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

7.3.1.3　評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故１は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1)　評価条件の不確かさの影響評価

a.　初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.3.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a)　運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としてい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。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温を起点としてい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。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を起点としてい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。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としてい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

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

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又

は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

b. 操作条件

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

(a)　要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.3.1.3 図に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2)　操作時間余裕の把握

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.1.2 (3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約 2.1 日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から 7 時間 50 分（約 0.3 日）に対して十分な操作時間余裕を確

保できる。

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

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

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.9 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間 50 分(約 0.3 日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を 100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.6 日短い約 1.5 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象

発生の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.3.1.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能

である。

(2) 必要な資源の評価

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

a. 水　　源

淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行う。

b. 燃　　料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水並びに使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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 11.7kℓの重油が必要となる。

また代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

7.3.1.5 結　　論

想定事故１「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下し、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故１に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故１について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故１「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

7.3.2　想定事故２

7.3.2.1　想定事故２の特徴、燃料損傷防止対策

(1)　想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の１つは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故２と

して「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

(2) 想定事故２の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

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

したがって、想定事故２では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故２における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.3.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.2.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.2.1 表に示す。

想定事故２における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 40 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 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低警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は、原因調査を行うとともに、燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施するとともに、使用済燃料ピット水位計指示が EL.＋10.75m 未満に低下している場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

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

b.　使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット

水温が上昇していることを確認する。

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

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

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

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

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

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL.＋9.46m、注水開始水位 EL.＋9.28m の範囲で維持する。

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

7.3.2.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

想定する事故は、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故２として、「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

想定事故２では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

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

(2)　有効性評価の条件

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

２特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

想定事故２に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮し、NWL－約 1.41m とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ１台を使用するものとする。使用済燃料ピット

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

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第7.3.2.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約 11 時間で100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用

済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、第7.3.2.4図に示すとおり事象発生から約1.3日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分（約0.3日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約1.3日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容

量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生7時間50分後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

7.3.2.3　評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故2は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、崩壊熱、初期水温及び隣接するピットの状態を最確条件とした場合、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩

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

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.3.2.3図に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.2.2 (3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約1.3日であり、使用済燃料ピット補

給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

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

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.1日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場

合と比較して約 0.4 日短い約 22 時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 7 時間 50 分（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) ま と め

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故 2 において、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.3.2.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 40 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必

要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

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

7.3.2.5 結　　論

想定事故２「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」では、使用済燃料ピット冷却系配管の破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故２に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故２について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認し

た結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.3.1 想定事故１」と同様であり供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故２「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」に対して有効である。

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

本発電用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より、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、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次系保有水量が減少し、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次系保有水量を確保し、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「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、燃料体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、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環、Ａ、Ｂ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等を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去機能が喪失した場合は「7.4.2　全交流動力電源喪失」で整備する燃料損傷防止対策にて対応する。これらの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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う

当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４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。また、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、42名で対処可能である。

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機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。

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原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c.　原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

d. 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

f. 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水ピット水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示 65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「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。

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次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へい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、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、全ての評価項目を満足できる。

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次系における ECCS 強制注入が重要現象となる。このため、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次系圧力、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) 起因事象

起因事象として、余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、全ての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

起因事象の想定により、全ての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で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) 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとする。

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、c.（a）で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、37m^3／h を設定するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 充てんポンプによる炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から 50 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次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 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、余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、１次系温度が上昇し、約２分で１次冷却材が沸騰、蒸散することにより１次系保有水量が減少する。

また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い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。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の 50 分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、１次系保有水量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、充てんポンプによる炉心注水により炉心が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、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮へい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へい設計基準値 0.15mSv／h を上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。

炉心崩壊熱による１次冷却材のボイド発生により、１次冷却材の密度が低下すると、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及び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。ミッドループ運転中のように、

燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者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大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約－6.6％Δｋ／ｋであり、未臨界を確保できる。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、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、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なく、１次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

１次系保有水量及び１次系温度は、第 7.4.1.9 図及び第 7.4.1.11 図に示すとおり、事象発生から約 150 分以降に安定しており、原子炉は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水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、A、B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、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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充てんポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保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、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がある充てんポンプによる炉心注水とする。

(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・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.1.8 図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約 1.0m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても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、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.1.3図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う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

充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.1.13図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

(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、運転員による充てんポンプによる炉心注水を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.1.4　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28名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員)、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52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。

a. 水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、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2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約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は、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.1.5　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崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散により１次系保有水量の減少が継続し、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としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環、Ａ、Ｂ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等を考慮する。

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」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による

充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の１次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

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動力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、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い１次系保有水量が減少し、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次系保有水量を確保し、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、燃料体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、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、A、B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等を整備する。これらの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、重大事故等対策における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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員16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、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

d. 燃料取替用水ピットによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水ピット水位が確保されている場合は、燃料取替用水ピット水による炉心への重力注水を行う。

e. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

f. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

g. 直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

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

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダン

パへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後に、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、現場にて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の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。。

i. 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却

移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。

以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

高圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、高圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

j. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因

を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。

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、全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

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次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へい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、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、全ての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同

等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、全ての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においても全ての評価項目を満足できる。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、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ため、現場操作に係る必要な作業項目及び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、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次系における ECCS 強制注入が重要現象となる。このため、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次系圧力、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

非常用所内交流動力電源が喪失し、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) 常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、c.(a)で設定した代替炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、37m^3／hを設定するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から50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次系

圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 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及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、１次系温度が上昇し、約２分で１次冷却材が沸騰、蒸散することにより１次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い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。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の 50 分後に常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、１次系保有水量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、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心が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、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮へい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へい設計基準値 0.15mSv／h を上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。

炉心崩壊熱による１次冷却材のボイド発生により、１次冷却材の密度が低下すると、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及び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。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者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大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約－6.6％Δｋ／ｋであり、未臨界を確保できる。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、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。し

たがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、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なく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図に示すとおり、事象発生から約150分以降に安定しており、原子炉は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水位に到達後、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、A、B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、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により、1次系保有水量を確保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、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がある常設電動注入ポン

プによる炉心注水とする。

(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・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.2.8 図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約 1.0m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の

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、最確条件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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.4.2.3 図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、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

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.2.13 図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、常設

電動注入ポンプによる代替炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作余裕時間として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

(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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.2.4 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に必要な初動の要員は、「7.4.2.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)

及び重大事故等対策要員52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。

a. 水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m^3を使用し、事象発生から約53.8時間の注水継続が可能である。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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46.5kℓの重油が必要となる。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓ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大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,560kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

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、原子炉の運転停止中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散により１次系保有水量の減少が継続し、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としては、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、A、B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等を考慮する。

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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の１次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、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、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

7.4.3　原子炉冷却材の流出

7.4.3.1　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「原子炉冷却材の流出」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、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、１次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、１次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い１次系保有水量が減少し、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次系保有水量を確保し、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「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料体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、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B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等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、対応手順の概要を第7.4.3.2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7.4.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.3.2(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に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.3.3図に示す。また、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、28名で対処可能である。

a. 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1次冷却材の流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、1次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。

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原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

d. 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心

崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

f. 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水ピット水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示 65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等で

ある。

7.4.3.2　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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

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次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へい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、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、全ての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、全ての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においても全ての評価項目を満足できる。

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次系における冷却材放出及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、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次系圧力、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7.4.3.2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、余熱除去系から1次冷却材が流出するものとする。

ミッドループ運転中は、1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。また、流出流量は、余熱除去機能喪失までは、余熱除去ポンプ1台による浄化及び冷却運転時の標準値として 450 m^3／h とする。さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外への漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出口径は余熱除去系の最大口径である燃料取替

用水ピット戻り配管の約 20cm（８inch）相当とする。

(b)　安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の１次冷却材が喪失した時点として、１次系水位が１次冷却材配管の下端に到達した時点で全ての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(c)　外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で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)　充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとする。

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、c.（a）で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として、45m^3／h を設定するものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 充てんポンプによる炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失から 20 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 7.4.3.2 図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第 7.4.3.4 図から第 7.4.3.13 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い1次系保有水量が減少し、事象発生の約2分後に1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達することにより余熱除去系の機能が喪失する。これに伴い、1次冷却材の流出流量は減少するが、流出は継続するため1次系保有水量は減少し、また、余熱除去機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量がさらに減少する。その後、事象発生の約 22 分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、炉心への注水流量と余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量がつりあうことにより、1次系保有水量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 7.4.3.5 図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が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、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮へい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へい設計基準値 0.15mSv／h を上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。

炉心崩壊熱による１次冷却材のボイド発生により、１次冷却材の密度が低下すると、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及び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。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者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大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約－6.6％Δｋ／ｋであり、未臨界を確保できる。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、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉

心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第 7.4.3.13 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1 次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1 次系保有水量及び 1 次系温度は、第 7.4.3.10 図及び第 7.4.3.12 図に示すとおり、事象発生から約 30 分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、1 次冷却材の流出が発生した系統の隔離を行った上で、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水位に到達後、B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、A、B 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、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

7.4.3.3　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充てんポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保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、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てんポンプによる炉心注水とする。

(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・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が早くなる。

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・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.3.9 図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.3m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態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 7.4.3.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.3.3図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う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

充てんポンプによる炉心注水については、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさにより炉心水位が低くなることにより、1次系保有水量の減少が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材の蒸散率が小さくなることにより、1次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅

くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.3.14図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに33分程度は確保できる。

(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、

運転員による充てんポンプによる炉心注水を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.3.4　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「原子炉冷却材の流出」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「7.5.2　重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52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「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a.　水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心

注水を継続することにより、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2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約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は、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.3.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等による系外への漏えいが発生し、１次冷却材が流出することにより余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、１次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散により１次系保有水量の減少が継続し、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「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環、Ａ、Ｂ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等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」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原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の１次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

7.4.4　反応度の誤投入

7.4.4.1　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「反応度の誤投入」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、「反応度の誤投入事故」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「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、臨界に達し、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、純水注水を停止し、反応度の添加を防止するとともに、1次冷却材中にほう酸水を注入することにより未臨界を確保し、燃料損傷を防止する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における機能喪失に対して、燃料体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、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.4.1図に、対応手順の概要を第7.4.4.2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7.4.4.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.4.2 (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に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計18名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の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、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員２名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.4.3 図に示す。

a.　反応度の誤投入の判断

１次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

b.　原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c.　希釈ラインの隔離

反応度の誤投入時の対応操作として、１次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに１次系補給水ポンプの停止によ

り原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。

ほう酸濃縮操作によるほう酸注入状態の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。

未臨界状態の確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

なお、反応度の誤投入については次のような場合がある。

原子炉起動前のほう素希釈中に外部電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ及び1次系補給水ポンプの電源喪失により希釈が停止するが、ディーゼル発電機の自動起動に伴い1次系補給水ポンプ及び充てんポンプが再起動し、希釈が再開されると、1次冷却材ポンプが停止している

ことから十分なミキシングが行われずに、１次系配管内にほう素濃度の低い水塊が形成される。この状態でさらに外部電源復旧後、１次冷却材ポンプを再起動すると、水塊が炉心に送り込まれることとなり、反応度投入事象となる可能性がある。しかしながら、外部電源喪失時には希釈信号は解除されるため、１次系補給水ポンプが自動起動することはない。また、充てんポンプの水源が体積制御タンクから燃料取替用水ピットに自動で切り替わることから、外部電源喪失時のブラックアウト信号発信によって充てんポンプが自動起動しても希釈が再開されることはない。

7.4.4.2　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、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下となってから原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切り替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、この期間において希釈による反応度誤投入事象は発生しない。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの

時間が重要となる。このため、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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評価条件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を用いるものとする。

(b) 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなるため、評価結果が厳しくなるような値として、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた261m^{3}を用いるものとする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、3号炉は燃料取替用水タンク、4号炉は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度要求値の下限値である

3,100ppmを用いるものとする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として3号炉1,850ppm、4号炉2,000ppmを用いるものとする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

1次系への純水注水の最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量(約60m^3／h)に余裕を持たせた値である81.8m^3／hとする。

(b) 外部電源

外部電源はあるものとする。

1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号

警報発信から臨界までの余裕時間を保守的に評価するため、設定値に計装誤差等を考慮した値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操

作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 希釈停止は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(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 7.4.4.2 図に示す。

a. 事象進展

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、事象発生の約 68 分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から 10 分後の事象発生の約 78 分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から1分後の事象発生の約 79 分後に、1次冷却材のほう素の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による1次冷却材のほう素の濃縮により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

b. 評価項目等

本事故シーケンスにおいては、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、第 7.4.4.4 図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまでに約 68 分を

要し、臨界に至るまでにはさらに約 16 分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持できる。

その後は、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約6.0時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である 2,000ppm まで希釈された際に、初期ほう素濃度 3,100ppm まで濃縮するのに要する時間は約 3.8 時間である。

7.4.4.3　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。

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希釈停止により、反応度添加を防止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、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を

開始する希釈停止とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値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

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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並びに評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.4.3図に示すとおり、希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響は

ない。

(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。

希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約 16 分かかるのに対し、警報の発信による事象発生の検知及び判断に 10 分、その後の希釈停止操作に1分の合計 11 分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約 20 秒であることから、臨界に至るまでに5分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分ある。

(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、運転員による希釈停止を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余

裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.4.4　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「反応度の誤投入」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.4.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。このため、「7.5.2　重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52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「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a.　水　　源

本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策に必要な水源はない。

b.　燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給について

は、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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 11.7kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.4.5 結　　論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、１次冷却材中に純水が注水される。このため、１次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、炉心が臨界に達し、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「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水の停止、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮等を考慮する。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持できる。その後は、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮により長期にわたる未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可

能である。また、必要な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、希釈停止等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

7.5　必要な要員及び資源の評価

7.5.1　必要な要員及び資源の評価条件

(1)　要員の評価条件

a.　重大事故等発生時に対応する要員については、保守的に３号炉及び４号炉同時の重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行う。

b.　各事故シーケンスグループ等において実施する作業に対して、運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）４名及び重大事故等対策要員 36 名にて対応を行うことで、必要な作業対応が可能であることを評価する。また、発電所構外から召集される緊急時対策本部要員については、実際の運用では、集まり次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。なお、必要な要員数を休日・夜間においても確保する。

c.　屋外作業に係る要員の評価においては、有効性評価で考慮する屋外作業に必要なアクセスルート復旧時間として 70 分を考慮する。なお、復旧作業時間は、検証結果等を考慮して設定しており、アクセスルート復旧の他、保管場所までの徒歩での移動に必要な時間も含める。

(2)　資源の評価条件

a.　共　　通

(a)　各事故シーケンスグループ等において、重大事故等対策を７日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行う。

(b) 各重要事故シーケンス等において、有効性評価で想定した事故条件等の解析又は評価条件を考慮する。なお、水源の評価のうち枯渇を考慮するものは、号炉固有の評価条件にて、評価を行う。その際、対象となるピットの前後の流入出も踏まえて評価を行う。

(c) 水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉において重大事故等が同時に発生した場合を想定して評価を行う。

b. 水　　源

(a) 炉心への注水が必要なLOCA事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水ピットの保有水量が必要水量を上回ること又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。燃料取替用水ピットの保有水量は、燃料取替用水ピット定常水位以下の有効水量である約1,960m^3とする。

(b) 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる復水ピットの保有水量が必要水量を上回ること又は淡水や海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。復水ピットの保有水量は、復水ピット定常水位以下の有効水量である約1,020m^3とする。

(c) 運転中の原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、淡水や海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給準備及び燃料取替用水ピットと復水ピットの接続ができる

までの間、燃料取替用水ピットからの注水が可能であることを評価する。なお、燃料取替用水ピットの保有水量は、燃料取替用水ピット定常水位以下の有効水量である約1,960m^{3}とする。

(d) 使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスについては淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とする。

(e) 水源の評価については、事象進展が速い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

c. 燃　　料

(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄している重油量により、大容量空冷式発電機1台を7日間運転継続できることを評価する。燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの備蓄量は約376kℓとする。

(b) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機2台を7日間運転継続できることを評価する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスについても、保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。燃料油貯油そう2基分の備蓄量は約264kℓ、燃料油貯蔵タンク2基分の備蓄量は約356kℓとし、合計約620kℓとする。

(c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるが、大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、代替緊急時対策所用発電機、水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを考慮する。

d. 電　　源

(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいて、有効性評価上考慮する補機類に電源供給を行い、その最大負荷が大容量空冷式発電機の給電容量未満となることを評価する。大容量空冷式発電機1台の給電容量は、約3,200kWとする。

(b) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。

(c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、必要な作業項目、要員

数及び移動時間を含めた所要時間について評価を実施した。

必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.1.2 格納容器過温破損」、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「7.4.2 全交流動力電源喪失」（停止時）であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの注水対応を合わせて実施しても、必要な要員数は合計 52 名であり、初動対応として運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員の合計 52 名で対処可能である。

7.5.3 重大事故等対策の７日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、外部からの支援を考慮しない場合でも、重大事故等対策を７日間継続して実施するために必要な水源、燃料及び電源について評価を実施した。

(1) 水源の評価結果

a. 炉心注水

炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.4.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。

常設電動注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピットを水源とし、燃料取替用水ピットの有効水量である、定常水位以下の水量約 1,960m^{3}が使用可能であり、事象発生から約 53.8 時間の注水継続が可能である。以降は、格納容器再

循環サンプを水源とした高圧再循環の継続により、7日間の炉心注水の継続が可能である。

b. 蒸気発生器注水

蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水ピットを水源とし、復水ピット枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約 1,020m^{3}が使用可能であり、事象発生から約16.5時間の注水継続が可能である。以降は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とした復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

c. 格納容器注水

格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピットを水源とし、燃料取替用水ピットの有効水量である、定常水位以下の水量約 1,960m^{3}が使用可能であり、事象発生から約13時間の注水が可能である。

また、燃料取替用水ピット枯渇までに、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの淡水又は海水の補給準備及び燃料取替用

水ピットと復水ピットの連絡操作を行うことにより、格納容器内自然対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能である。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により７日間の原子炉格納容器の冷却継続が可能である。

(2)　燃料の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失」、「7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「7.1.5　原子炉停止機能喪失」、「7.1.6　ECCS 注水機能喪失」、「7.1.7　ECCS 再循環機能喪失」、「7.1.8　格納容器バイパス」、「7.2.4　水素燃焼」、「7.3.1　想定事故１」、「7.3.2　想定事故２」、「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)」、「7.4.3　原子炉冷却材の流出」及び「7.4.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を２台で７日間継続した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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 11.7kℓの重油が必要となる。復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間継続した場合、約 612.5kℓの重油が必要となるが、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量約 620kℓにて供給可能である。

なお、現実的には不要となる補機を順次停止することにより定格負荷未満となることから、実際の燃料消費量は少なくなる。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.2　全交流動力電源喪失」、「7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失」、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」、「7.2.1.2　格納容器過温破損」、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「7.4.2　全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を１台で７日間継続した場合、約 230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、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 46.5kℓの重油が必要となる。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間継続した場合、約 284.5kℓの重油が必要となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクにて備蓄している重油量約 376kℓにて供給可能である。

(3)　電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.1　2次冷却系からの除熱機能喪失」、「7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「7.1.5　原子炉停止機能喪失」、「7.1.6 ECCS 注水機能喪失」、「7.1.7　ECCS　再循環機能喪失」、「7.1.8　格納容器バイパス」、「7.2.4　水素燃焼」、「7.3.1　想定事故１」、「7.3.2　想定事故２」、「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）」、「7.4.3　原子炉冷却材の流出」及び「7.4.4　反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機の電源負荷について、工学的安全施設作動信号発信時に自動起動される負荷約6,900kWは、重大事故等対策に必要な負荷を上回っていることから、ディーゼル発電機の給電容量約 7,100kW にて供給可能である。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.2　全交流動力電源喪失」、「7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失」及び「7.4.2　全交流動力電源喪失」である。大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,560kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて供給可能である。

なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は空冷式発電装置にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「7.1.2　全交流動力電源喪失」では、交流電源が 24 時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切離し等により 24 時間の直流電源供給が可能である。

第 7.1.1.1 表　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について（１／２）

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
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。 ECCS 作動信号等が発信する場合には、信号発信及び信号発信による補機の自動作動を確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、全ての蒸気発生器狭域水位計指示が０％以下かつ補助給水流量計指示が 125m³／h 未満となれば、蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
１次系のフィードアンドブリード開始	全ての蒸気発生器広域水位計指示が 10%未満となれば、この対応操作として、ECCS 作動信号の手動発信による高圧注入ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。 フィードアンドブリード中は、１次冷却材圧力、１次冷却材高温側温度（広域）等の監視により、炉心の冷却状態を確認する。	燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 蒸気発生器広域水位 燃料取替用水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.1.1表　「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について（2／2）

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
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力
蒸気発生器除熱機能回復の判断	いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ、蒸気発生器狭域水位計指示が0％以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器による炉心冷却を開始する。 蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】	－	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【1次冷却材低温側温度（広域）】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 【復水ピット水位】
余熱除去系による炉心冷却への切替え	蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合であっても、1次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
1次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止	余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止する。 1次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS 停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを停止する。 以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.2 表　主要解析条件（２次冷却系からの除熱機能喪失）（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シー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。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅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）	標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量の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	補助給水機能喪失	補助給水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、１次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器１次側と２次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しい設定。

第 7.1.1.2 表　主要解析条件（２次冷却系からの除熱機能喪失）（２／２）

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	蒸気発生器水位低 （狭域水位11％） （応答時間2.0秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最小注入特性 （２台） （高圧注入特性： ０～約280m^3／h、 ０～約13.5MPa[gage]）	炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、炉心への注水流量を少なくする観点から、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性として設定。
	加圧器逃がし弁	95t／h／個 （２個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基 （４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	フィードアンドブリード開始	蒸気発生器広域水位 ０％到達から５分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位０％からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、手動でのECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプの起動確認並びに加圧器逃がし弁開操作に余裕を考慮して設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10％は、広域水位計は全て運転停止中に使用するため低温で校正されていることから、出力運転状態でドライアウトに至った時の指示に計装誤差を見込んだものとしている。

第 7.1.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（１／６）

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
全交流動力電源喪失の確認	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。	蓄電池（安全防護系用）	－	－
プラントトリップの確認	全交流動力電源喪失の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、２次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器による炉心冷却を行う場合、２次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの徴候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第 7.1.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（２／６）

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
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器の水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m³／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	－

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.1.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（３／６）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備	１次冷却材圧力の低下等により１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合又は全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。 対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。	常設電動注入ポンプ 【Ｂ充てんポンプ（自己冷却）】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（４／６）

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
２次系強制冷却	現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。 また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水ピットへの供給を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
蓄圧注入系作動の確認	１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
１次冷却材ポンプ封水関連の隔離	充てんポンプ起動時の RCP シール温度急変等を防止するために、RCP シール関連の隔離操作を行う。	－	－	－
格納容器隔離弁の閉止	ECCS 作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	－	－	－
直流電源負荷切離し	大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24 時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、８時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池（安全防護系用） 蓄電池（重大事故等対処用） 蓄電池（３系統目）	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（5／6）

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
2次系強制冷却の再開	1次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度の維持を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] （1次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] 以下であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水ピット 【B充てんポンプ（自己冷却）】	－	AM用消火水積算流量 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） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するために蓄電池室排気ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	【窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	－
中央制御室非常用循環系の起動	中央制御室の作業環境確保のため、現場にて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の起動操作を行う。	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	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（6／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 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）
高圧再循環	LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始する。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ（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 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 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） 燃料取替用水ピット水位
蒸気発生器による炉心冷却の継続	LOCAが発生していない場合、長期対策としてタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器による炉心冷却を継続的に行う。	タービン動補助給水ポンプ 【電動補助給水ポンプ】 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、LOCAが発生する場合には充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行い、LOCAが発生しない場合には余熱除去系による炉心冷却を行う。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5／COCO	本重要事故シー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、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅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）	標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、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。
	RCPシール部からの漏えい率 （初期）	定格圧力において、約109m^3／h／台 （480gpm／台）相当となる口径 約1.4cm（約0.6inch）／台 （４台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内の１次冷却材ポンプとNRCで評価された米国製１次冷却材ポンプで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内RCPシールからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第 7.1.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））（２／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%／個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	常設電動注入ポンプ	30m^3／h	炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。想定する漏えい流量に対して、１次系圧力0.7MPa[gage]到達時点で代替炉心注水を開始することにより、炉心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	２次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	１次系温度、圧力の保持	１次系温度 208℃ （約 1.7MPa[gage]到達時）及び １次系温度 170℃ （約 0.7MPa[gage]到達時）	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う１次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから１次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	１次系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立(60 分)から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（3）に従い、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	２次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ起動	１次系圧力 0.7MPa[gage]到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮し、安定状態到達後に１次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第7.1.2.3表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合））（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シー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。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅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）	標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、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。
	RCPシール部からの 漏えい率 （初期）	定格圧力において、1.5m^3／h／台 相当となる 口径約0.2cm（約0.07inch）／台 （４台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。

第7.1.2.3表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合））（２／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65％） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10％／個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10％を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	１次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	２次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後24時間	－
	１次系温度、圧力の保持	１次系温度208℃ （約1.7MPa[gage]到達時） 及び １次系温度170℃ （約0.7MPa[gage]到達時）	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う１次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから１次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	１次系圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立（24時間）から10分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（3）に従い、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	２次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第 7.1.3.1 表　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（1／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 原子炉補機冷却水サージタンク水位
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器の水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m^3／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備	原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.3.1表　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（2／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備	1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合又は補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。 原子炉補機冷却機能喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。 対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（３／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
２次系強制冷却	現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。 また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水ピットへの供給を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
蓄圧注入系作動の確認	１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
１次冷却材ポンプ封水関連の隔離	充てんポンプ起動時の RCP シール温度急変等を防止するために、RCP シール関連の隔離操作を行う。	－	－	－
格納容器隔離弁の閉止	ECCS 作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。	－	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
２次系強制冷却の再開	１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を再開し、目標値となれば１次系温度の維持を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（４／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプの準備が完了し、１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] （１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] 以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に１次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水ピット 【Ｂ充てんポンプ（自己冷却）】	－	AM 用消火水積算流量 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） １次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	【窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	－
中央制御室非常用循環系の起動	中央制御室の作業環境確保のため、現場にて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の起動操作を行う。	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	－	－
格納容器内自然対流冷却	長期対策として移動式大容量ポンプ車によるＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 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）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（５／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧再循環	長期対策として移動式大容量ポンプ車によるＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始する。また、燃料取替用水ピット水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示 65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。	Ｂ高圧注入ポンプ（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 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 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） 燃料取替用水ピット水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。	－	－	－

第7.1.4.1表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（1／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 蓄圧タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位

第7.1.4.1表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（2／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等	格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa[gage]以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量を確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断する。格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。	【格納容器スプレイポンプ】 【燃料取替用水ピット】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【主蒸気逃がし弁】 【復水ピット】 【蒸気発生器】	－	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【1次冷却材低温側温度（広域）】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 B格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 燃料取替用水ピット水位 【復水ピット水位】
格納容器内自然対流冷却の準備	格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A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 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.4.1表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材の漏えいの判断	1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水ピットへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】
高圧及び低圧再循環への切替え	燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。 高圧及び低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。 水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】 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 【燃料取替用水ピット】	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 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） 燃料取替用水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.4.1表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（4／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	格納容器圧力計指示が392kPa[gage]以上（最高使用圧力）となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。	A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A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 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続	長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保する。 長期対策として、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。	高圧注入ポンプ 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 A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A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 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

第 7.1.4.2 表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）（１／３）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、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等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加することから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加す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）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。
	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、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉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早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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早くなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：配管口径約 0.70m （27.5inch）の完全両端破断	大破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器２次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器へ放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力上昇の早さの観点も踏まえて、低温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m（27.5inch）の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失 及び 低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失し、低圧再循環機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加する。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。

第 7.1.4.2 表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）（２／３）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa[gage]） （応答時間 2.0 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	ECCS 作動信号	原子炉圧力低 （12.04MPa[gage]） （応答時間０秒）	ECCS作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるECCS作動限界値を設定。ECCSの作動が早くなることにより、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加するため、応答時間は０秒と設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 （２台） （高圧注入特性： ０～約 360m^3／h、 ０～約 15.8MPa[gage]）	炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ２台及び余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定し、高圧注入ポンプ２台を使用するものとする。原子炉格納容器圧力及び温度評価を厳しくする観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。破断口からの流出量が増加し、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
	余熱除去ポンプ	最大注入特性 （２台） （低圧注入特性： ０～約 2,500m^3／h、 ０～約 1.5MPa[gage]）	
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第7.1.4.2表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）（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	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	標準的に最低の保持圧力を設定。蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（３基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最小の保有水量を設定。
	再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低（16%）到達	再循環切替えを行う燃料取替用水ピット水位として設定。
	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）	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	Ａ、Ｂ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	原子炉格納容器最高使用圧力 （0.392MPa[gage]）到達 から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）到達から30分を想定して設定。

第7.1.5.1表　「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について（1／2）

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
運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉トリップすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5％以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、原子炉トリップ機能喪失を判断する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。 原子炉トリップ機能喪失時は、中央制御室での手動による対応として原子炉トリップ、タービントリップ、常用系パワーセンタ母線遮断器の開放操作による電動発電機電源断、制御棒の手動挿入等の操作を行う。この中央制御室での対応で原子炉が停止状態とならなければ、現場での対応による原子炉トリップ遮断器の開放操作等を行う。	【原子炉トリップスイッチ】	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認	運転時の異常な過渡変化の発生時に原子炉トリップ機能喪失となった事象のうち、蒸気発生器の水位が低下する事象に対しては、多様化自動作動設備が作動し、主蒸気ライン隔離等並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが自動起動し、補助給水流量の確立を確認する。 主蒸気ライン隔離等による1次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認する。 補助給水ポンプ自動起動並びに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動によって1次系圧力上昇が抑制されていることを確認する。	多様化自動作動設備 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 蒸気発生器 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.5.1 表　「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について（２／２）

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
緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離	制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が５％以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、１次冷却材のほう素濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
原子炉未臨界状態及びほう素濃度の確認並びに１次系の減温及び減圧	出力領域中性子束計指示が５％未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負であることにより、原子炉が未臨界であることを確認する。 １次冷却材中のほう素濃度が、燃料取替ほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。 その後、燃料取替ほう素濃度以上を満足していれば、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイにより１次系の減温、減圧を行う。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	長期対策として、１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。 余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 7.1.5.2 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ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		SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％（3,411MWt）	定格値を設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1℃	定格値を設定。
	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）	標準値として設定。 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。
	減速材温度係数 （初期）	－16pcm／℃	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう－16pcm／℃に設定。減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき３次元炉心動特性モデルにより評価する。
	ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は、取替炉心ごとに大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき３次元炉心動特性モデルにより評価する。
	対象炉心	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心に対して、 上記の減速材温度係数、 ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した設定。

第 7.1.5.2 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ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		主給水流量喪失	「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起因事象として、主給水流量の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		原子炉トリップ機能喪失	原子炉トリップ機能が喪失するものとして設定。
	外部電源		外部電源あり	外部電源がある場合、１次冷却材ポンプが作動していることから、１次冷却材流量が低下せず、１次系温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備作動設定値（主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ起動）		蒸気発生器狭域水位７％（応答時間 2.0 秒）	多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位７％を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
		主蒸気ライン隔離	多様化自動作動設備作動設定値到達から 17 秒後に主蒸気隔離弁閉止完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
		補助給水ポンプ	多様化自動作動設備作動設定値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び補助給水ポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
			370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.5.3 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ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		SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％（3,411MWt）	定格値を設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1℃	定格値を設定。
	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）	標準値として設定。 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。
	減速材温度係数 （初期）	－16pcm／℃	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう－16pcm／℃に設定。減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき３次元炉心動特性モデルにより評価する。
	ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は、取替炉心ごとに大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき３次元炉心動特性モデルにより評価する。
	対象炉心	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心に対して、 上記の減速材温度係数、 ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した設定。

第 7.1.5.3 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ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		蒸気負荷の喪失及び 主給水流量喪失	「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起因事象として、圧力評価の観点で評価項目に対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量喪失が同時に起こる全ての主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障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		原子炉トリップ機能喪失	原子炉トリップ機能が喪失するものとして設定。
	外部電源		外部電源あり	外部電源がある場合、１次冷却材ポンプが作動していることから、１次冷却材流量が低下せず、１次系温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備 作動設定値 （主蒸気ライン隔離及び 補助給水ポンプ起動）		蒸気発生器狭域水位７％ （応答時間 2.0 秒）	多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位７％を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
		補助給水ポンプ	多様化自動作動設備 作動設定値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び補助給水ポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
			370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.5.4 表　原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果

減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
－16pcm／℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
－16pcm／℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）＋20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]

＊：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値＋２％、１次冷却材平均温度：定格値＋2.2℃、１次系圧力：定格値＋0.21MPa を考慮

第 7.1.5.5 表　原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果

減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
－16pcm／℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）	考慮しない	約 18.9MPa[gage]
－16pcm／℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）＋20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]

＊：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値＋２％、１次冷却材平均温度：定格値＋2.2℃、１次系圧力：定格値＋0.21MPa を考慮

第 7.1.6.1 表　「ECCS 注水機能喪失」の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
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信の確認	ECCS 作動信号の発信及び余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
1 次冷却材の漏えいの判断	1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水ピットへの補給準備	1 次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.1.6.1 表　「ECCS 注水機能喪失」の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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧注入機能喪失の判断及び回復操作等	高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量が上昇しないことにより高圧注入機能喪失と判断するとともに、高圧注入系の回復操作、充てんポンプによる炉心注水を行う。	【高圧注入ポンプ】 【燃料取替用水ピット】 【充てんポンプ】	－	高圧注入ポンプ流量 燃料取替用水ピット水位
２次系強制冷却	高圧注入機能喪失を判断した後に、主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行い、蓄圧注入、低圧注入の促進及び漏えい量の抑制を図る。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
イグナイタの起動	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動する。また、イグナイタの運転状態を電気式水素燃焼装置動作監視装置により確認する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	－	【１次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】
格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合に、格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。	－	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
蓄圧注入系作動の確認	１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止	２次系強制冷却により１次系を減温・減圧することで蓄圧注入を促進し、１次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.6.1 表　「ECCS 注水機能喪失」の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
余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	２次系強制冷却等による１次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 燃料取替用水ピット水位
低圧再循環への切替え	燃料取替用水ピット水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し、低圧再循環に切替え、低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。 以降、長期対策として、低圧再循環による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 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	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 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） 燃料取替用水ピット水位

第 7.1.6.2 表　主要解析条件（ECCS 注水機能喪失）（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅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）	標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	中破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約15cm（６inch）、 約10cm（４inch）、 約５cm（２inch）	中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCS注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための１次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第 7.1.6.2 表　主要解析条件（ECCS 注水機能喪失）（２／２）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa[gage]） （応答時間2.0秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	ECCS作動信号	原子炉圧力低 （12.04MPa[gage]） （応答時間2.0秒）	ECCS作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	余熱除去ポンプ	最小注入特性 （２台） （低圧注入特性： ０～約1,010m^3／h、 ０～約0.9MPa[gage]）	炉心への注水は、余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性として設定。
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値 到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%／個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（３基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	２次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	ECCS作動信号発信から 10分後に開始し１分で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（1）及び（2）に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に１分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第 7.1.7.1 表　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について（1／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1 次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 蓄圧タンク	－	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
原子炉格納容器スプレイ作動信号発信の確認	原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合は、格納容器スプレイポンプの自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット	－	B 格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 燃料取替用水ピット水位

第 7.1.7.1 表　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について（２／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
１次冷却材の漏えいの判断	１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水ピットへの補給準備	１次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】
高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え	燃料取替用水ピット水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。 原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、格納容器スプレイ再循環に切り替える。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器スプレイポンプ 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	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 B 格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 燃料取替用水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.7.1表　「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等	余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失により、低圧再循環機能喪失と判断する。 低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水ピットの補給操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。 低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水が継続している場合は、燃料取替用水ピットの水位低下を低減するために高圧注入ポンプ1台運転とする。	【高圧注入ポンプ】 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】 【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】 【燃料取替用水ピット】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】	－	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【1次冷却材低温側温度（広域）】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 【高圧注入ポンプ流量】 余熱除去流量 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） 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 【燃料取替用水ピット水位】 【復水ピット水位】
格納容器スプレイ再循環の確認	原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、原子炉格納容器圧力の変化等により、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの状態を確認する。	格納容器スプレイポンプ 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	－	B格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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）
代替再循環による炉心冷却	余熱除去ポンプの運転継続失敗等による低圧再循環機能喪失時の対応操作として、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環の準備を行う。 準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水の状態を確認する。 以降、長期対策として、代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用） 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	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 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 7.1.7.1 表　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について（４／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器の健全性維持	長期対策として、Ａ格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。	Ａ格納容器スプレイポンプ 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	－	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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）

第 7.1.7.2 表　主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）（１／３）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと ECCS による炉心注水のタイミングが遅くなるとともに、炉心注水流量が少なくなり、１次系保有水量確保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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと ECCS による炉心注水のタイミングが遅くなるとともに、炉心注水流量が少なくなり、１次系保有水量確保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）	標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：配管口径約 0.70m （27.5inch）の完全両端破断	大破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m（27.5inch）の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環機能喪失 及び 高圧再循環機能喪失	低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、１次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しい設定。
	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 （16％）到達時に再循環機能喪失	再循環切替えを行う燃料取替用水ピット水位として設定。

第 7.1.7.2 表　主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）（２／３）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa[gage]） （応答時間 2.0 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	ECCS 作動信号	原子炉圧力低 （12.04MPa[gage]） （応答時間０秒）	ECCS 作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる ECCS 作動限界値を設定。ECCS の作動が早くなることで、再循環切替えの時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、１次系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は０秒と設定。
	原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 （0.205MPa[gage]） （応答時間０秒）	原子炉格納容器スプレイ作動設定値に計装誤差を考慮した高めの値として、解析に用いる原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで、再循環切替えの時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、１次系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は０秒と設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性（２台） （高圧注入特性：０～約 360m^3／h、 ０～約 15.8MPa[gage]）	炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ２台及び余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、再循環切替え後は高圧及び低圧再循環機能喪失を想定するものとする。再循環切替時間を早くする観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。 炉心への注水流量が多いと、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、１次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しい設定。
	余熱除去ポンプ	最大注入特性（２台） 低圧注入特性（０～約 2,500m^3／h、 ０～約 1.5MPa[gage]）	
	格納容器スプレイポンプ	最大流量 （注入時：２台、再循環時：１台）	再循環切替え前は原子炉格納容器への注水として格納容器スプレイポンプ２台を使用するものとし、再循環切替え後は格納容器スプレイポンプ１台を代替再循環による炉心注水として、もう１台を原子炉格納容器への注水として使用するものとする。再循環切替時間を早くする観点から、最大流量を設定。原子炉格納容器への注水流量が多いと、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、１次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しい設定。
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.7.2 表　主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）（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	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て設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（３基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の保有水量を設定。
	代替再循環注水流量	200m^3／h	事象発生の約17分後の再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約146m^3／h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	代替再循環開始	再循環機能喪失から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、代替再循環のための現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分を想定して設定。なお、運用上はMAAPコードの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後（訓練実績：13分）までに開始する。

第7.1.8.1表　「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の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
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※ 蓄圧タンク	タンクローリ※	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 【余熱除去流量】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
漏えい箇所の判断及び対応操作	1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステム LOCA の発生を判断する。 インターフェイスシステム LOCA 時に燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 主蒸気ライン圧力 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 【燃料取替用水ピット水位】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.1.8.1表　「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
漏えい箇所の隔離（1次系減圧前）	余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水ピット水の流出を抑制するために、燃料取替用水ピットと余熱除去系の隔離を行う。 1次系保有水量の減少を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により1次系と余熱除去系の隔離操作を行う。 隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。	－	－	余熱除去流量 燃料取替用水ピット水位
余熱除去系隔離失敗の判断	余熱除去系の隔離操作後に1次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位
2次系強制冷却	余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。 その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
燃料取替用水ピットへの補給及び漏えい箇所の隔離準備（1次系減圧後）	余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。 余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、1次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】
加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧	ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。	加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.1 表　「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の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
蓄圧タンク出口弁閉止	１次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS 停止条件の満足又は１次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	ECCS 停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。 充てんポンプによる炉心注水状態を確認する。 充てんポンプへの切替え後に高圧注入ポンプを停止する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位
健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え	１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始する。 余熱除去系の運転状態を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
余熱除去系からの漏えい停止	１次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。 以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ入口弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 7.1.8.2 表　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の重大事故等対策について（１／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 【余熱除去流量】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
漏えい箇所の判断及び対応操作	１次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行う。 蒸気発生器伝熱管破損時に燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力 【燃料取替用水ピット水位】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.1.8.2 表　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の重大事故等対策について（２／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
漏えい箇所の隔離	破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。	主蒸気隔離弁	－	－
破損側蒸気発生器隔離失敗の判断	破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。	－	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
２次系強制冷却	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行う。 その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
燃料取替用水ピットへの補給	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】
加圧器逃がし弁開操作による１次系の減圧	ECCS 停止条件を早期に確立し、１次系からの漏えい量を抑制するため、１次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで１次系の減圧を行う。	加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧注入による破損側蒸気発生器２次側への漏えい量を抑制するため、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.2 表　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の
重大事故等対策について（３／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	ECCS 停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。 充てんポンプによる炉心注水状態を確認する。 充てんポンプへの切替え後に高圧注入ポンプを停止する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始する。 余熱除去系の運転状態を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
１、２次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	１次系の減圧により１次系と破損側蒸気発生器２次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第 7.1.8.2 表　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の
重大事故等対策について（4／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系のフィードアンドブリード	余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット 加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 燃料取替用水ピット水位
代替再循環による炉心冷却	余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が 70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用） 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 加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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）

第7.1.8.3表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（1／3）

項目		主要解析条件		条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5		本重要事故シー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。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力（初期）	15.41＋0.21MPa[gage]		評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅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）		標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損		余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとして設定。
		破断箇所	破断口径	余熱除去系逃がし弁2個については、実機における口径を基に設定。余熱除去系機器等からの漏えいについては、実機での破断面積に係る評価結果から算出した等価直径を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。 なお、余熱除去系の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次系の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。
		原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁	等価直径 約2.5cm （1inch）	
		原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁	等価直径 約10cm （4inch）	
		原子炉格納容器外の余熱除去系機器等	等価直径 約2.8cm （1.12inch）	
	安全機能の喪失に対する仮定	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失		余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第7.1.8.3表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（２／３）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa[gage]） （応答時間2.0秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	ECCS作動信号	原子炉圧力低 （12.04MPa[gage]） （応答時間2.0秒）	ECCS作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 （２台） （高圧注入特性：０～約360m^3／h、 ０～約15.8MPa[gage]）	炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%／個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	余熱除去系逃がし弁 吹止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁 及び 余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去系逃がし弁の閉止圧力を基に設定。

第 7.1.8.3 表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA））（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操作条件	２次系強制冷却開始（主蒸気逃がし弁開）	ECCS作動信号発信から24分後に開始し１分で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象判断に10分、ECCS作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁の操作に１分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉	加圧器逃がし弁の開閉に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば適宜開閉するように設定。
	高圧注入系から充てん系への切替	ECCS停止条件成立後	運転員等操作として、ECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプへ同時に切り替えることを想定して設定。
	健全側余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するように設定。
	充てんポンプの停止	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時	運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、漏えい停止時点で事象は収束しているため、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとして設定。

第 7.1.8.4 表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（１／３）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シー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。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、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次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅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）	標準値として設定。 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。
事故条件	起因事象	１基の蒸気発生器の伝熱管１本の両端破断	１基の蒸気発生器の伝熱管１本が瞬時に両端破断するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	主蒸気安全弁１個の開固着	原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁１個が開固着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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第7.1.8.4表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（２／３）

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	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒) あるいは、 過大温度ΔＴ高 （１次冷却材温度等の関数） (応答時間6.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	ECCS作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	ECCS作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 （２台） (高圧注入特性：０～約360m^3／h、 ０～約15.8MPa[gage])	炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m^3／h／４SG	電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%／個 （３個（健全側蒸気発生器））	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。

第 7.1.8.4 表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（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操作条件	①破損側蒸気発生器への補助給水停止 ②破損側蒸気発生器からのタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止 ③破損側蒸気発生器の主蒸気隔離弁閉止	原子炉トリップ信号発信から10分後に開始し約２分で終了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の (1) 及び (2) に従い、事象発生の検知及び判断に10分、①、②及び③の操作に約２分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却開始（主蒸気逃がし弁開）	破損側蒸気発生器隔離終了から開始し１分で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の (2) に従い、破損側蒸気発生器隔離終了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室での操作に１分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉	加圧器逃がし弁の開閉に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば適宜開閉するように設定。
	高圧注入系から充てん系への切替	ECCS停止条件成立から２分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の (5) に従い、高圧注入ポンプの停止に１分、充てんポンプの起動に１分を想定して設定。
	充てんポンプによる注水流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内に維持するように設定。
	余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するように設定。

第 7.2.1.1.1 表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（１／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（安全防護系用）	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 （１／２）	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 １次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 【Ｂ充てんポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※ 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第7.2.1.1.1表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（2／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 （2／2）	全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。 漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。	－	－	－
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、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後に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、現場にて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の起動操作を行う。	アニュラス空気浄化ファン アニュ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	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	－

第7.2.1.1.1表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 【窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により、炉心損傷と判断する。	－	－	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.1.1表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（５／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 【Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【Ａ原子炉補機冷却水冷却器】 【Ａ、Ｂ海水ポンプ】 燃料油貯蔵タンク	【窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 【原子炉補機冷却水サージタンク水位】 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.1.2表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（１／３）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと、高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	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、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めの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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早くなることから厳しい設定。

第 7.2.1.1.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（２／３）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m（29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、１次冷却材配管（口径約 0.74m（29inch））の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1.1.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（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次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3／h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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）	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	Ａ、Ｂ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	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第7.2.1.2.1表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（1／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（安全防護系用）	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 （1／2）	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※ 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 （2／2）	全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。 漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。	－	－	－
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、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後に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、現場にて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の起動操作を行う。	アニュラス空気浄化ファン アニュ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	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	－

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】 加圧器逃がし弁 蓄圧タンク	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	1次冷却材圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により、炉心損傷と判断する。	－	－	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット 【Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【Ａ原子炉補機冷却水冷却器】 【Ａ、Ｂ海水ポンプ】 燃料油貯蔵タンク	【窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 【原子炉補機冷却水サージタンク水位】 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.2.2表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（１／３）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	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、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めの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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早くなることから厳しい設定。

第7.2.1.2.2表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（２／３）

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	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	・非常用所内交流動力電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	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。
	RCPシール部からの漏えい率（初期）	定格圧力において1.5m^3／h／台相当となる口径約0.2cm（約0.07inch）／台（４台）（事象発生時からの漏えいを仮定）	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
	水素の発生	ジルコニウムー水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1.2.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（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次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	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／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁		95t／h／個 （２個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	常設電動注入ポンプ		130m^3／h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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）	A、B 格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ		効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、現場での加圧器逃がし弁への代替空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に 10 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプの運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 2,000m^3到達 ＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件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	原子炉格納容器最高使用圧力到達から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	A、B 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		事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（１／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉容器破損時の１次系圧力の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	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）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。

第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（２／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	・非常用所内交流動力電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	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。
	RCPシール部からの漏えい率（初期）	定格圧力において1.5m^3／h／台相当となる口径約0.2cm（約0.07inch）／台（４台）（事象発生時からの漏えいを仮定）	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（３／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	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／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t／h／個 （２個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3／h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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）	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	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。

第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（４／４）

項目			主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、現場での加圧器逃がし弁への代替空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に 10 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプの運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 2,000m^{3}到達＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件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	原子炉格納容器最高使用圧力到達から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	Ａ、Ｂ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		事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（１／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次系圧力（初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度（初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	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、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めの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。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早くなることから厳しい設定。

第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（２／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m（29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、１次冷却材配管（口径約 0.74m（29inch））の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（３／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基への蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3／h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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）	A、B 格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。

第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（４／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	Ａ、Ｂ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	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について（1／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	【蓄電池（安全防護系用）】	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 （1／2）	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	【大容量空冷式発電機※】 【常設電動注入ポンプ】 【Ｂ充てんポンプ（自己冷却）】 【燃料油貯蔵タンク※】 【大容量空冷式発電機用燃料タンク※】 【大容量空冷式発電機用給油ポンプ※】 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	【移動式大容量ポンプ車】 【取水用水中ポンプ】 【水中ポンプ用発電機】 【復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ】 【使用済燃料ピット補給用水中ポンプ】 【中間受槽】 【タンクローリ※】	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 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） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について（２／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備（２／２）	全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。 漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^{5}mSv／h 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。	－	－	－
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、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後に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、現場にて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の起動操作を行う。	アニュラス空気浄化ファン アニュ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	【空素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について（３／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 【窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）】	【１次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【１次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^5mSv／h 以上により、炉心損傷と判断する。	－	－	１次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について（4／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	【常設電動注入ポンプ】 【B充てんポンプ（自己冷却）】 【燃料取替用水ピット】 【復水ピット】 【燃料油貯蔵タンク】	【取水用水中ポンプ】 【水中ポンプ用発電機】 【復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ】 【中間受槽】 【タンクローリ】	【AM用消火水積算流量】 【格納容器内温度】 【格納容器内温度（SA）】 【格納容器圧力】 【AM用格納容器圧力】 【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）】 【原子炉格納容器水位】 【原子炉下部キャビティ水位】 【燃料取替用水ピット水位】 【復水ピット水位】
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について（５／５）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク Ａ原子炉補機冷却水冷却器 Ａ、Ｂ海水ポンプ 【燃料油貯蔵タンク】	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用） 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.2表　主要解析条件（水素燃焼）（１／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
		GOTHIC	本評価事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器における区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器スプレイ及び水素処理を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力（初期）	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、１次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	１次系圧力（初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度（初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。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。

第 7.2.4.2表　主要解析条件（水素燃焼）（２／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉格納容器 自由体積	72,900m^3	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと原子炉格納容器内の水素濃度の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 大きめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器内初期温度	49℃	設計値を基に設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧（0kPa[gage]）	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した低めの値として設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第 7.2.4.2表　主要解析条件（水素燃焼）（３／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径 約 0.74m（29inch）の 完全両端破断	１次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム－水反応により水素が発生する時間が早くなるため、静的触媒式水素再結合装置の水素処理が厳しくなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、１次冷却材配管（口径約 0.74m（29inch））の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	低圧注入機能及び 高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点から厳しい設定。
	水素の発生	・全炉心内のジルコニウム量の 75%と水の反応による発生を考慮 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジン分解による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、標準値として設定。金属腐食で考慮する金属量及び表面積は標準値として設定。また、ヒドラジン分解による水素生成割合及びヒドラジン重量は、標準値として設定。

第 7.2.4.2表　主要解析条件（水素燃焼）（４／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ	事故初期からの 原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉自動停止時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉自動停止を仮定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m³／基（４基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	静的触媒式水素 再結合装置性能	1.2kg／h／基 （水素濃度４vol%、 圧力 0.15MPa[abs]時）	設計値を基に設定。
	静的触媒式水素 再結合装置基数	５基	配備基数を設定。
	イグナイタ	効果を期待しない	水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しない。
	格納容器スプレイポンプ	事象発生 160 秒後に スプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、作動遅れ等を考慮して設定。
		最大流量	原子炉格納容器へのスプレイは、格納容器スプレイポンプ２台を使用するものとし、スプレイ流量は評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第 7.2.5.1 表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（１／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	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、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m（29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、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が破断するものとして設定。破断口径は、１次冷却材配管（口径約 0.74m（29inch））の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.5.1 表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（３／４）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3／h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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）	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	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	米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、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。
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW／m^2相当（大気圧条件）	水による冷却を伴った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。

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	Ａ、Ｂ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	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第7.3.1.1表　「想定事故１」の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
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。	－	－	－
燃料取替用水ピット等からの注水準備	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	－	－	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.3.1.1表　「想定事故１」の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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）［使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む］】
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）［使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む］】
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	－	－	－
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（２次系純水タンク、原水タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.3.1.1表　「想定事故１」の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
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.＋10.96m、注水開始水位EL.＋10.78mの範囲で維持する。 以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）［使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む］】

【　】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　主要評価条件（想定事故１）

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	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット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）	使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL－0.09m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m（NWL－約 3.27m）	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扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv／h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m^3／h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7 時間 50 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

第7.3.2.1表　「想定事故２」の重大事故等対策について（１／２）

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
使用済燃料ピット水位低下の確認	使用済燃料ピット水位低警報の発信を確認する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	使用済燃料ピット水位低下の原因調査を行い、使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施する。	－	－	－
燃料取替用水ピット等からの注水準備	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット水位計指示がEL.＋10.75m未満に低下している場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	－	－	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕】
使用済燃料ピット水温の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.3.2.1表　「想定事故２」の重大事故等対策について（２／２）

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
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	－	－	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）［使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む］】
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	－	－	－
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（２次系純水タンク、原水タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水確認を行う。	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。 使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +9.46m、注水開始水位 EL. +9.28m の範囲で維持する。 以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）［使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む］】

【　】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　主要評価条件（想定事故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	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット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	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL－約 1.41m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を期待。
	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においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL－約 3.27m)	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扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv／h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	$25m^3$／h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7 時間 50 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

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）」の重大事故等対策について（1／2）

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
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機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。	【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	－
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	－	【格納容器圧力】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

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）」の重大事故等対策について（2／2）

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
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。 以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用） 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 A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A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 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 燃料取替用水ピット水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

第 7.4.1.2 表　主要解析条件（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））（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シー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。
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出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、定期検査の工程上、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に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと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次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	１次系圧力（初期）	大気圧（０MPa[gage]）	ミッドループ運転中は１次系を大気開放状態としていることから設定。
	１次冷却材高温側温度（初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。１次冷却材温度が高いと１次冷却材の保有熱量が多くなり、１次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	１次系水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ＋20cm	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中の水位として設定。
	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）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	１次系開口部	加圧器安全弁３個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	２次系の状態	２次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い、１次系保有水量の減少を早める観点から、２次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	運転中の全ての余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により全ての余熱除去系の機能が喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	運転中の全ての余熱除去機能喪失	起因事象として全ての余熱除去系の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においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第 7.4.1.2 表　主要解析条件（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））（２／２）

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	充てんポンプ	37m^3／h	炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとする。原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生の50分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m^3／h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てんポンプによる炉心注水開始	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

第7.4.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（1／2）

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
全交流動力電源喪失の判断	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。	蓄電池（安全防護系用）	－	－
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	常設電動注入ポンプ 大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	－
燃料取替用水ピットによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水ピット水位が確保されている場合は、燃料取替用水ピット水による炉心への重力注水を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【加圧器水位】 【燃料取替用水ピット水位】
原子炉格納容器隔離操作	放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	－	－	－
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水ピット 【B充てんポンプ（自己冷却）】	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 AM用消火水積算流量 燃料取替用水ピット水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

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

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
直流負荷切離し	大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。	【蓄電池（安全防護系用）】 【蓄電池（重大事故等対処用）】	－	－
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	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後に、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、現場にて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の起動操作を行う。 なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。	【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	【窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	－
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。 以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ（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 A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 燃料取替用水ピット水位 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）
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.2.2表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シー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。
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出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、定期検査の工程上、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に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと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次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	１次系圧力（初期）	大気圧（０MPa[gage]）	ミッドループ運転中は１次系を大気開放状態としていることから設定。
	１次冷却材高温側温度（初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。１次冷却材温度が高いと１次冷却材の保有熱量が多くなり、１次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	１次系水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ＋20cm	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中の水位として設定。
	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）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	１次系開口部	加圧器安全弁３個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	２次系の状態	２次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い、１次系保有水量の減少を早める観点から、２次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	・非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源喪失	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。

第 7.4.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）（２／２）

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	常設電動注入ポンプ	37m^3／h	炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。 原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から50分後の常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m^3／h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

第7.4.3.1表　「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について（１／２）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
１次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	１次冷却材の流出により１次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。 余熱除去系２系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、１次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	－	余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエ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。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	－
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、１次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	－	【格納容器圧力】

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.4.3.1表　「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について（2／2）

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
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。 以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用） 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 A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク A原子炉補機冷却水冷却器 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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） 燃料取替用水ピット水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

第7.4.3.2表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シー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。
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出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、定期検査の工程上、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に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと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次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	大気圧（０MPa[gage]）	ミッドループ運転中は１次系を大気開放状態としていることから設定。
	１次冷却材高温側温度 （初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。１次冷却材温度が高いと１次冷却材の保有熱量が大きくなり、１次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	１次系水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ＋20cm	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中の水位として設定。
	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）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	１次系開口部	加圧器安全弁３個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	２次系の状態	２次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い、１次系保有水量の減少を早める観点から、２次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	余熱除去系からの１次冷却材の流出	余熱除去系から１次冷却材が流出するものとして設定（ミッドループ運転中に１次系と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、１次冷却材の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定）。
		$450m^3/h$ （余熱除去機能喪失まで流量一定で流出）	余熱除去系の浄化及び冷却運転時の標準値として設定。
		燃料取替用水ピット戻り配管の口径である約20cm（８inch）口径相当の漏えい （余熱除去機能喪失後）	誤開した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	１次系水位が１次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の１次冷却材が喪失した時点として、１次系水位が１次冷却材配管の下端に到達した時点で全ての余熱除去系の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、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第7.4.3.2表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（２／２）

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	充てんポンプ	45m^3／h	炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとする。 原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から約22分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m^3／h）を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てんポンプによる 炉心注水開始	余熱除去機能喪失から 20分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として計20分を想定して設定。

第7.4.4.1表　「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

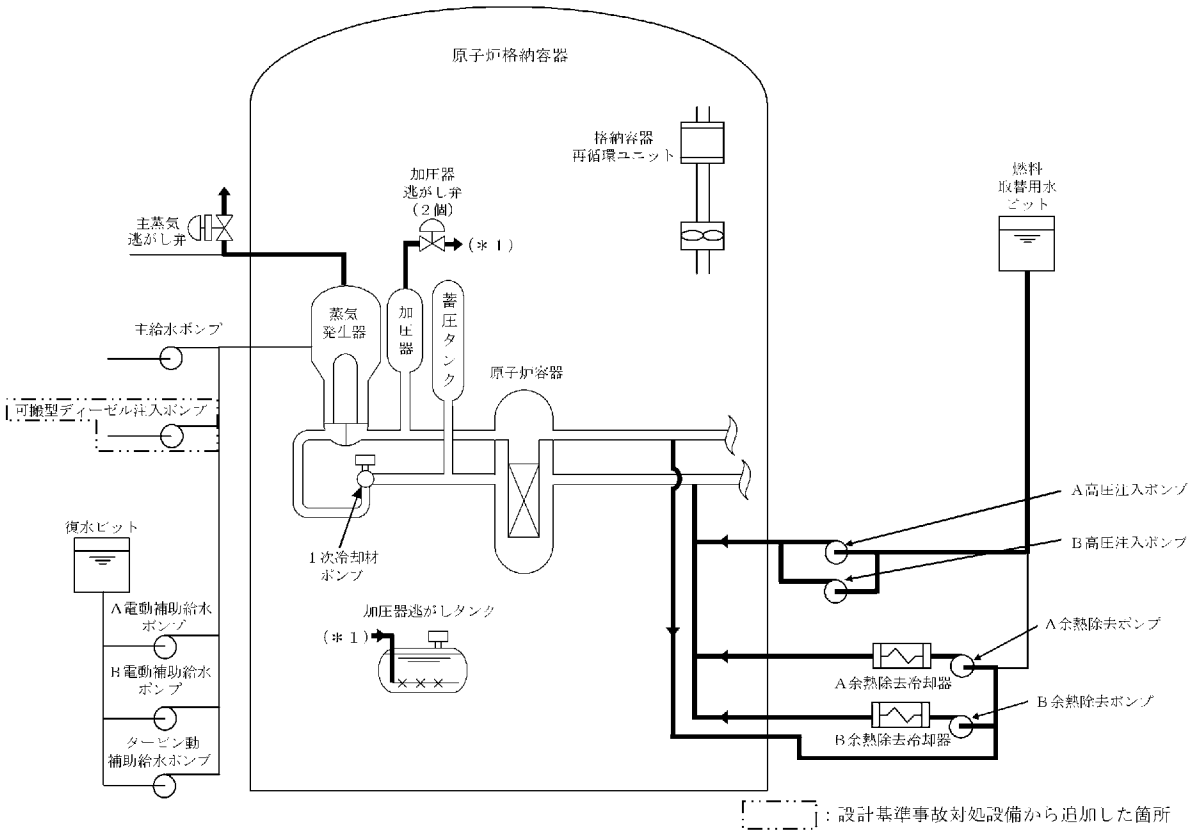
判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	１次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
希釈ラインの隔離	反応度の誤投入時の対応操作として、１次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに１次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。	－	－	－
ほう酸濃縮操作	反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。 また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。	ほう酸ポンプ 充てんポンプ ほう酸タンク 緊急ほう酸注入弁	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
未臨界状態の確認	中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。 ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。 以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

第 7.4.4.2 表　主要評価条件（反応度の誤投入）（１／２）

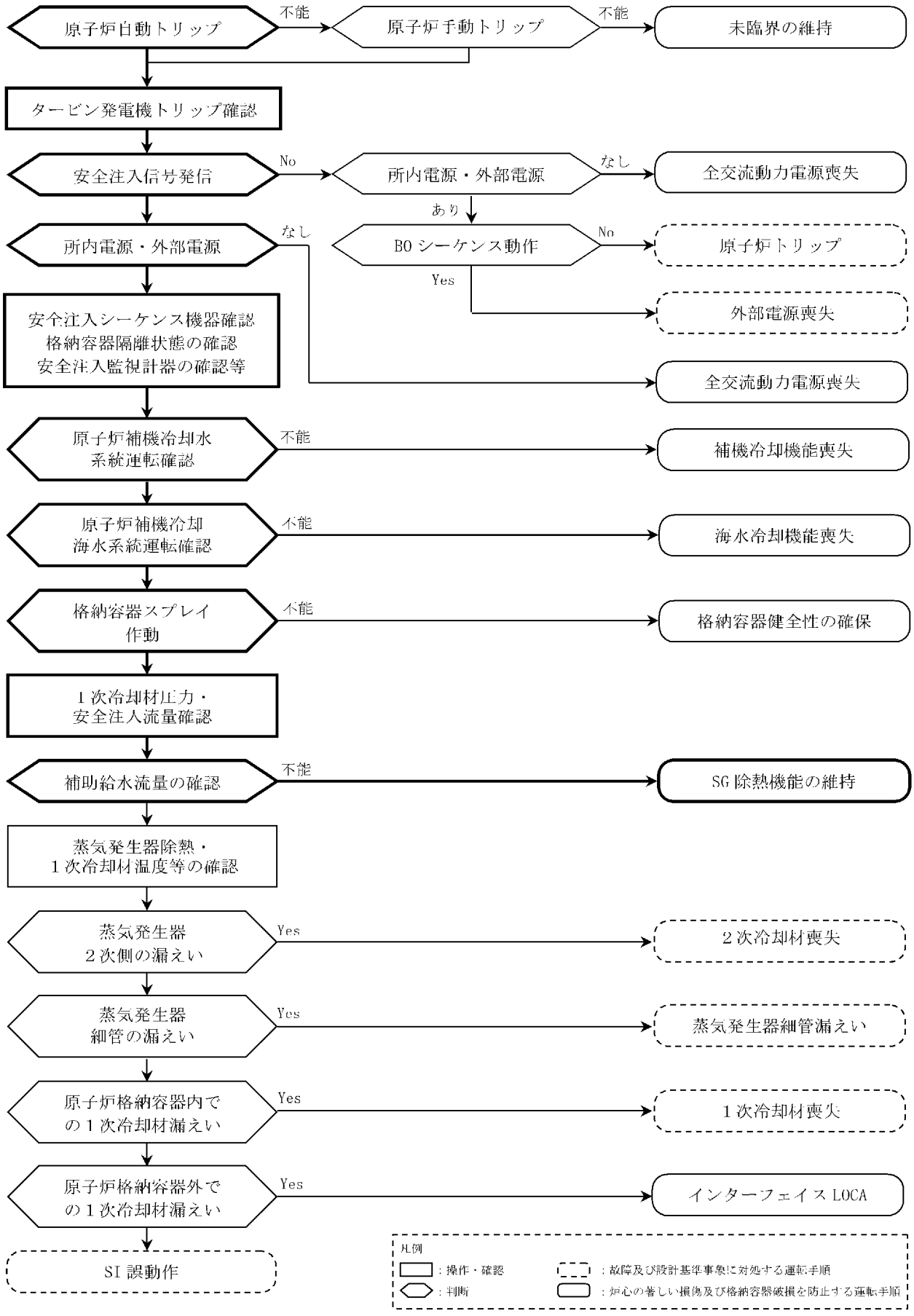
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
	１次冷却材の有効体積	261m^3	１次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。１次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	3,100ppm （燃料取替え時のほう素濃度）	原子炉停止中の１次系は、４号炉燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の１次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	2,000ppm	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	１次系への純水注水	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により１次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。
		81.8m^3／h	１次系純水流量は、１次系補給水ポンプ２台運転時の供給可能容量（約60m^3／h）に余裕をもたせた値として設定。１次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり	１次系補給水ポンプにより１次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

第7.4.4.2表　主要評価条件（反応度の誤投入）（２／２）

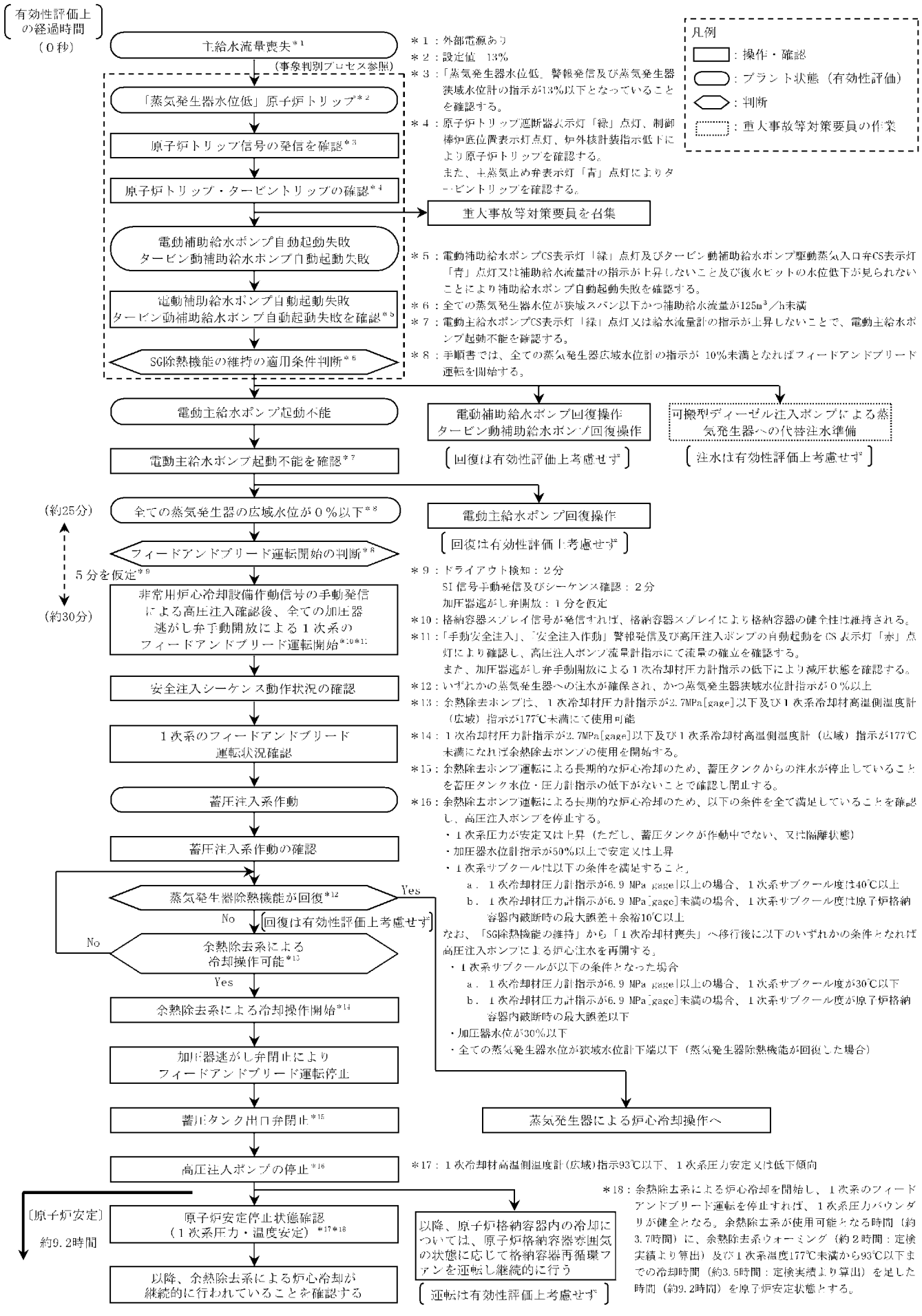
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの0.8デカード上	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（$10^{0.5}$=約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（$10^{0.8}$=約6.3倍）上として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、希釈停止操作時間（１分）で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、事象発生の検知及び判断に10分、希釈停止操作に１分を想定して設定。



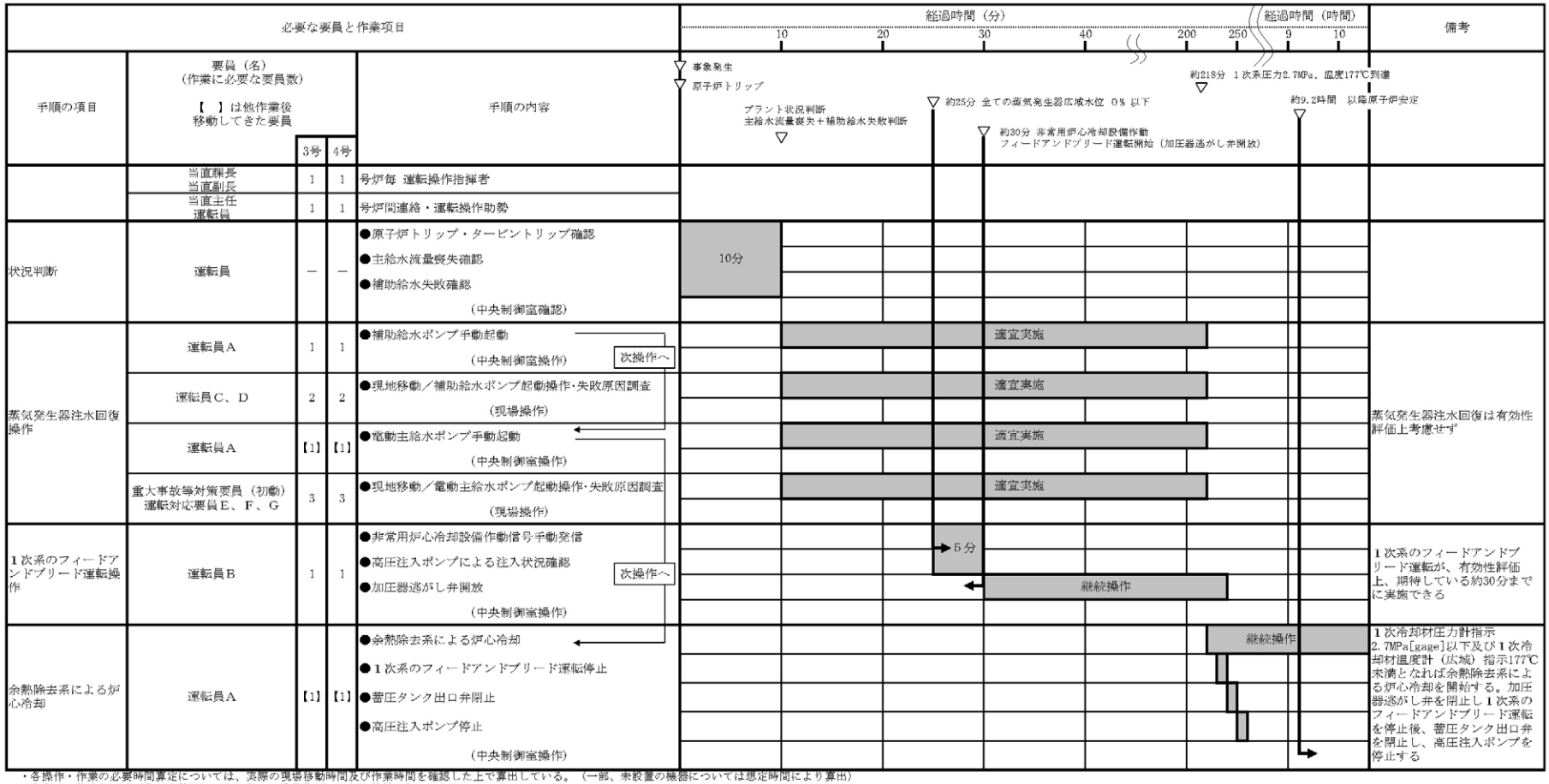
第7.1.1.1図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.1.2 図　「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）

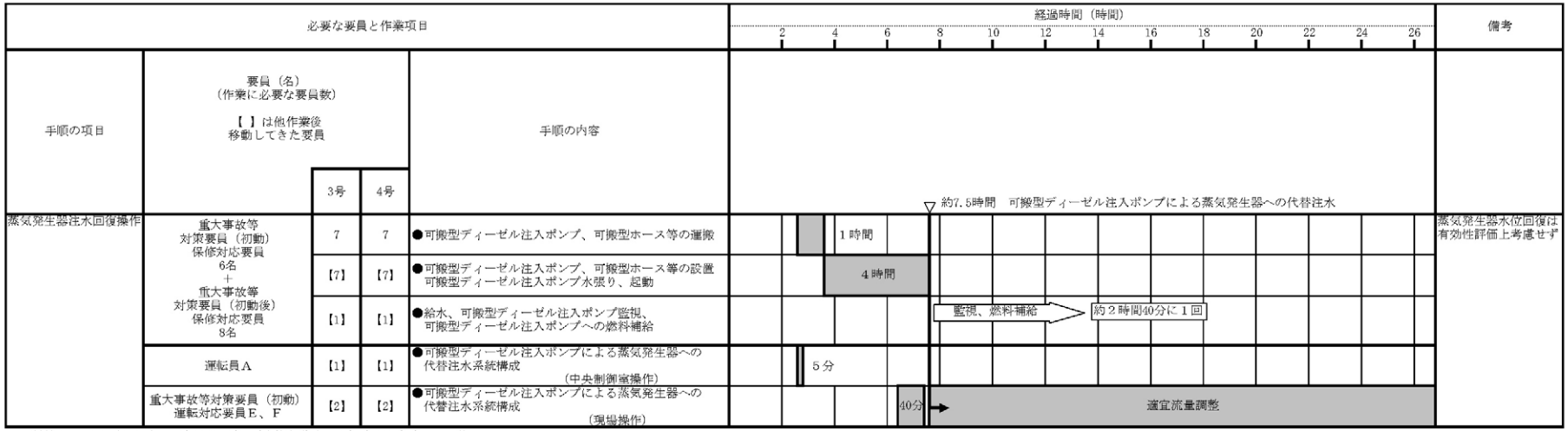


第 7.1.1.3 図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展）



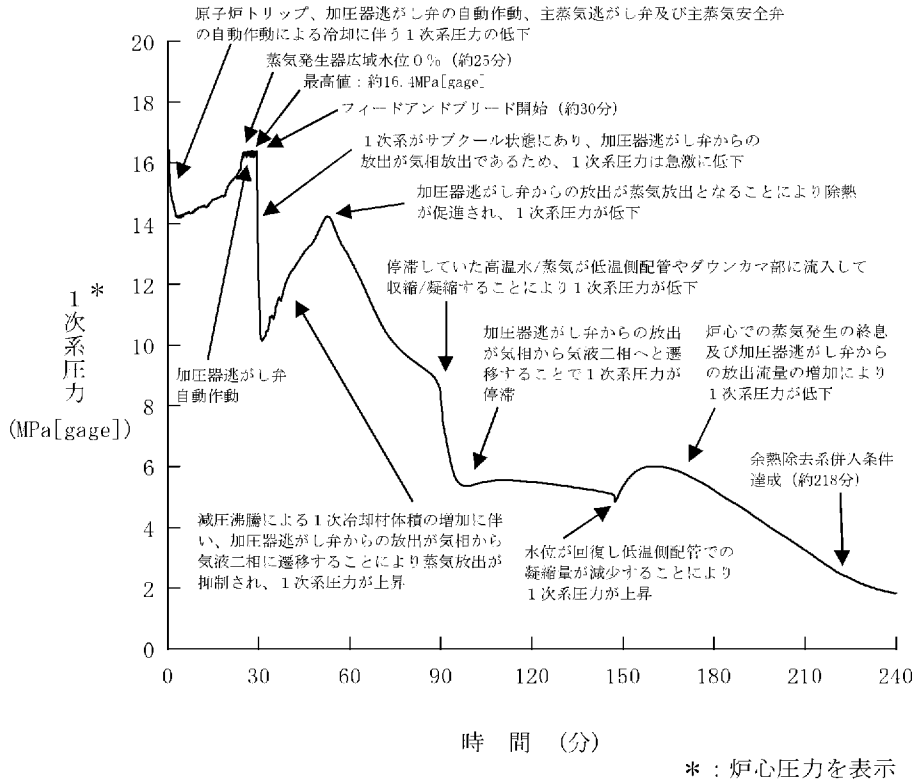
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。（一部、未設置の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第7.1.1.4図　「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（1／2）
（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）

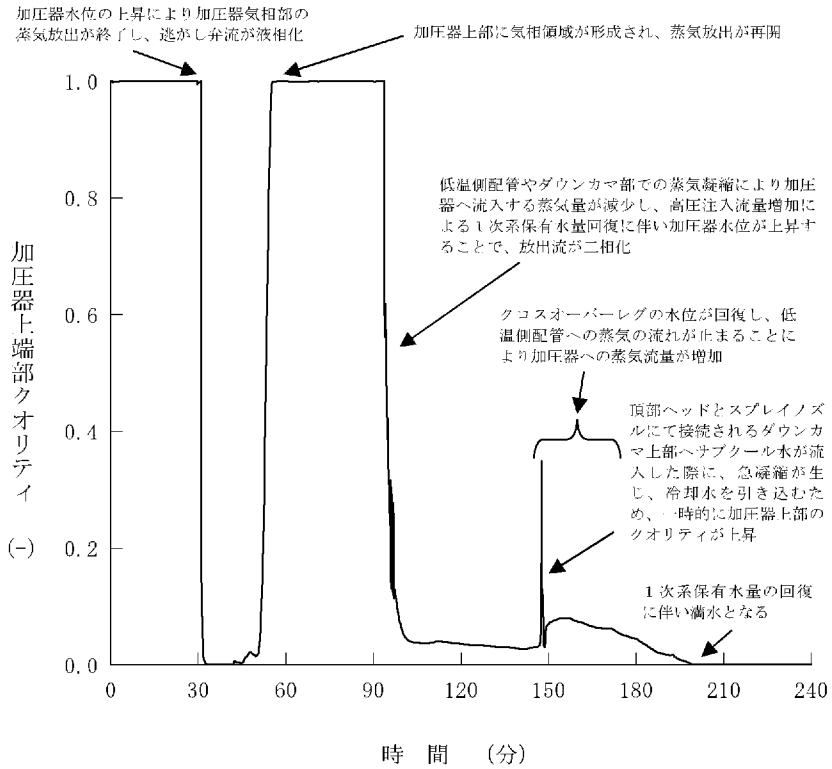


・燃料補給間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷運続運転時の目安時間を記載

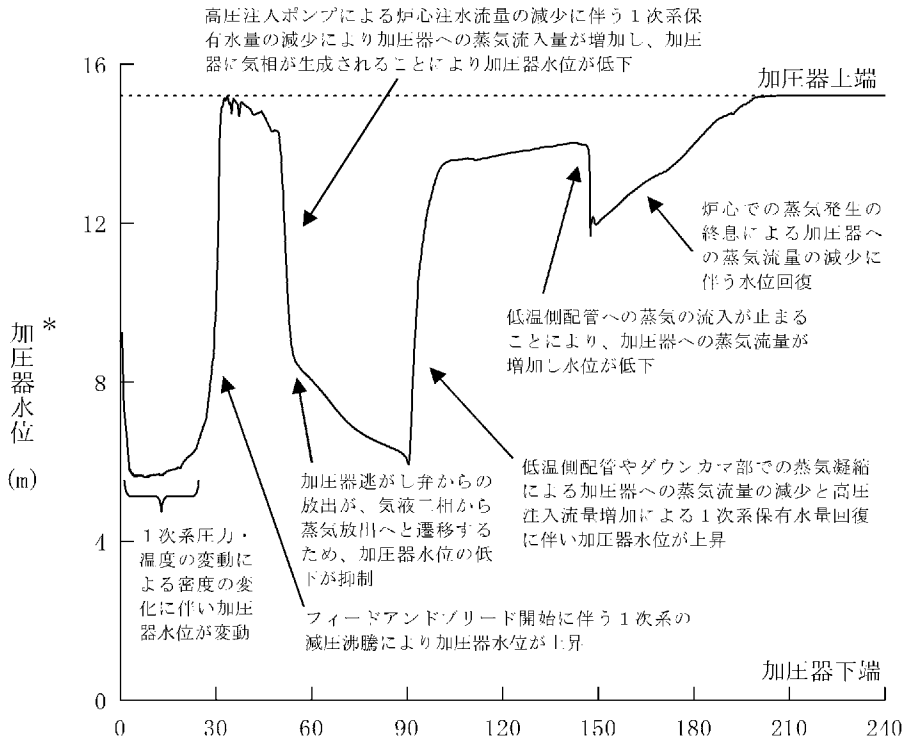
第 7.1.1.4 図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（２／２）
（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）



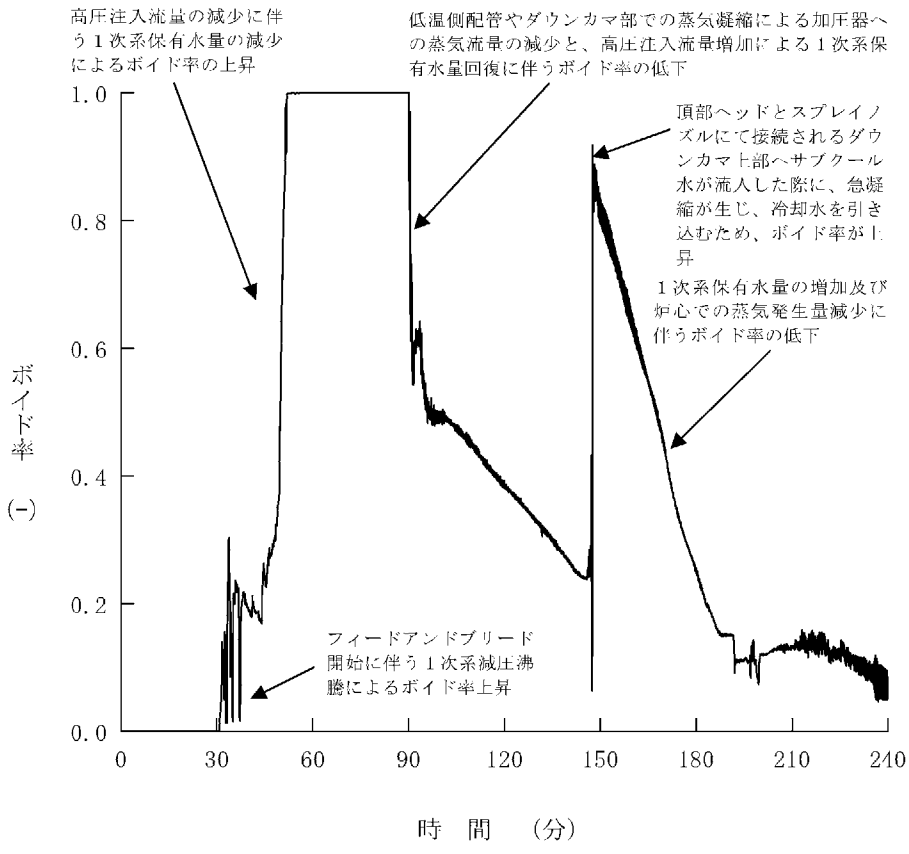
第 7.1.1.5 図　１次系圧力の推移



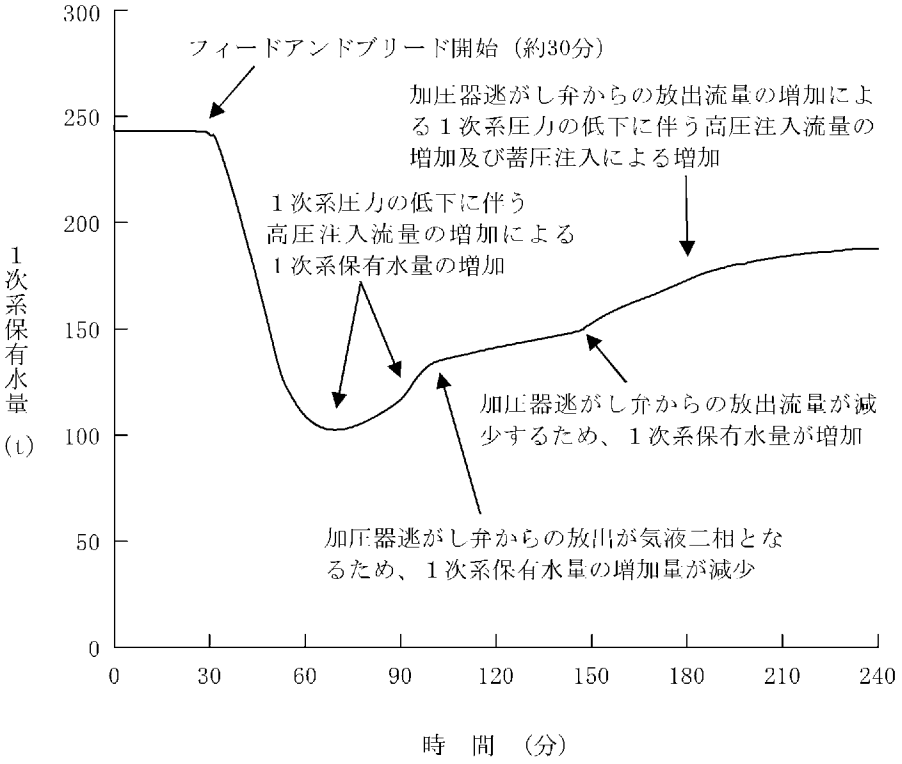
第 7.1.1.6 図　加圧器上端部クオリティの推移



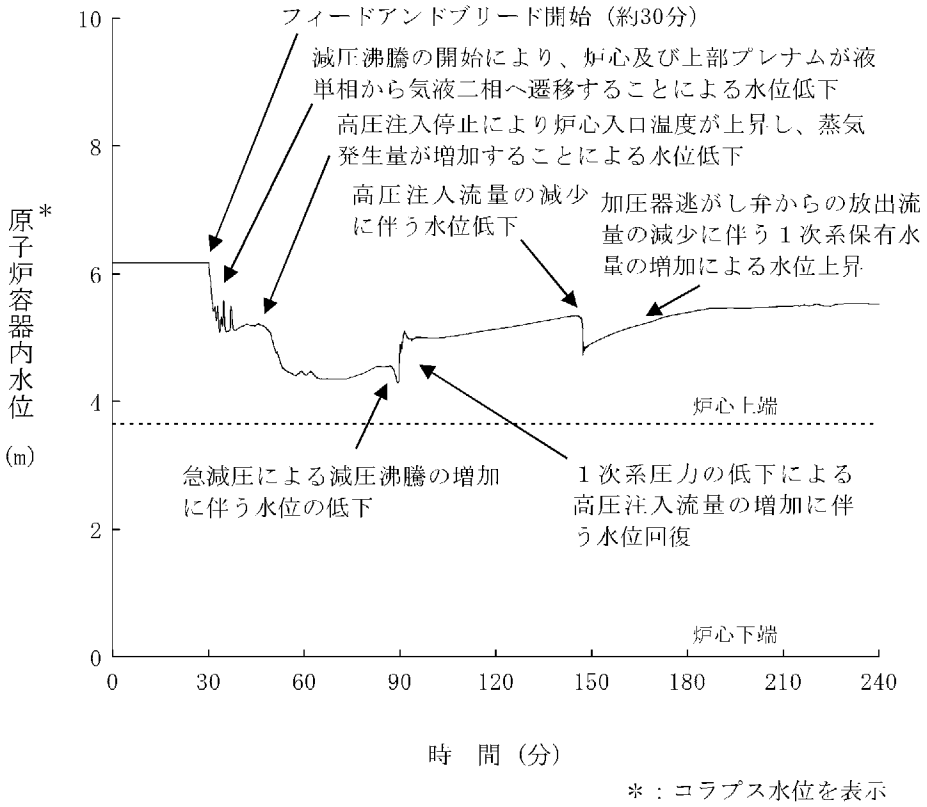
第 7.1.1.7 図　加圧器水位の推移



第 7.1.1.8 図　高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移

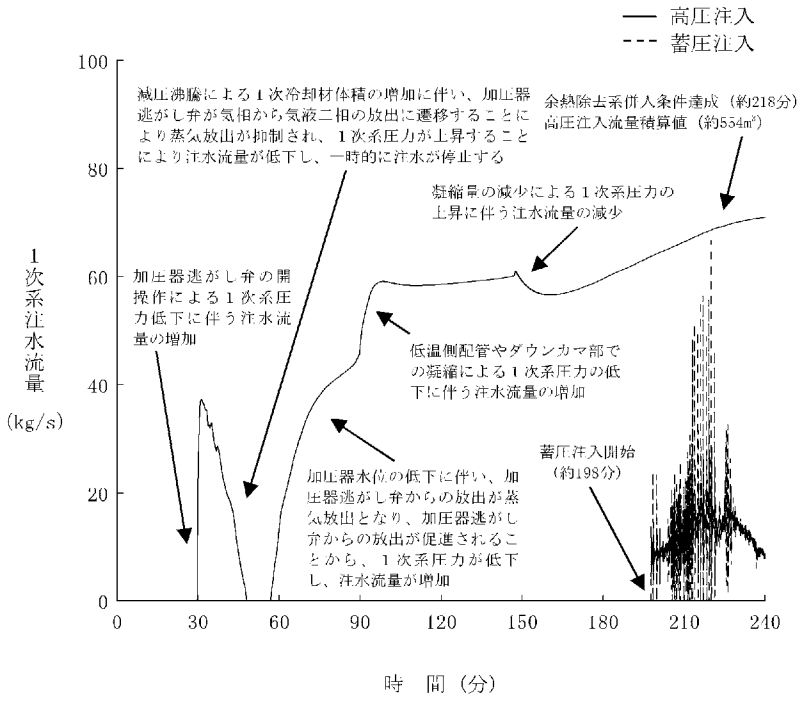


第 7.1.1.9 図　１次系保有水量の推移

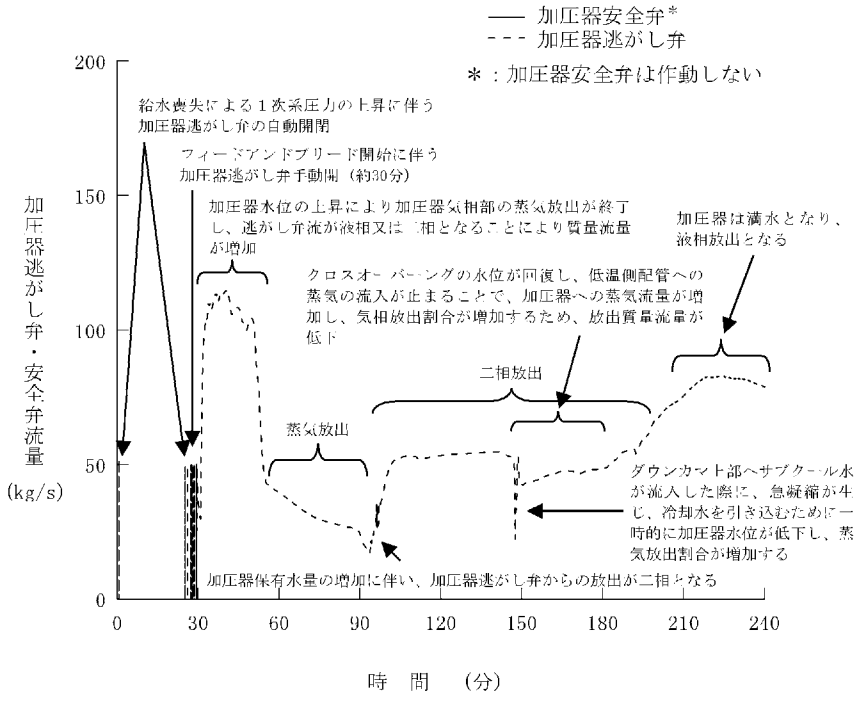


＊：コラプス水位を表示

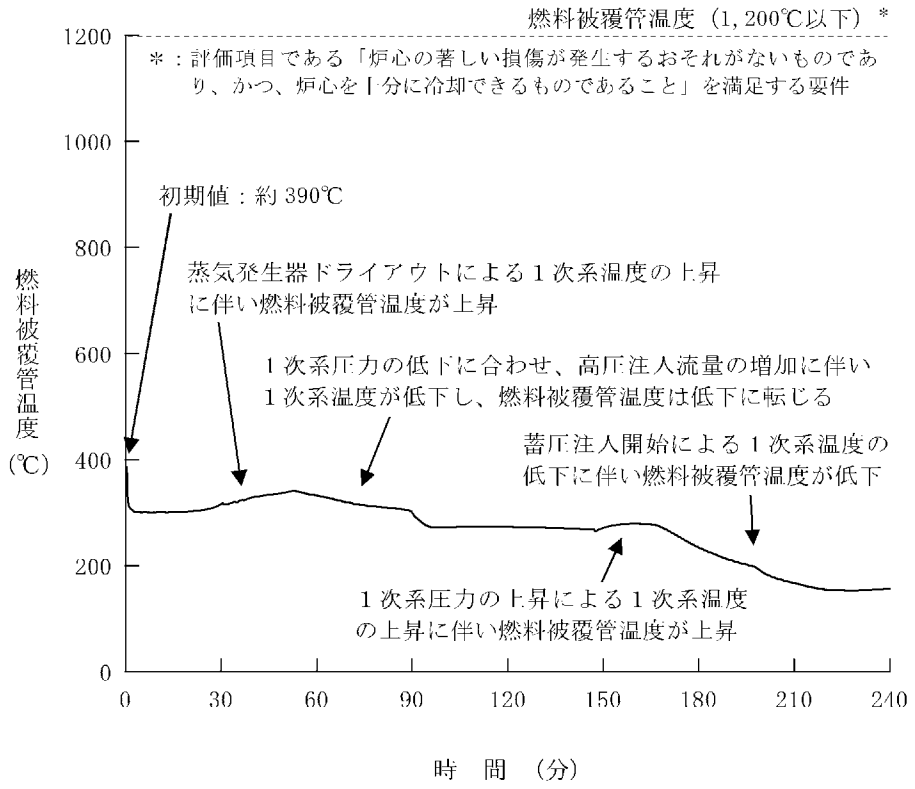
第 7.1.1.10 図　原子炉容器内水位の推移



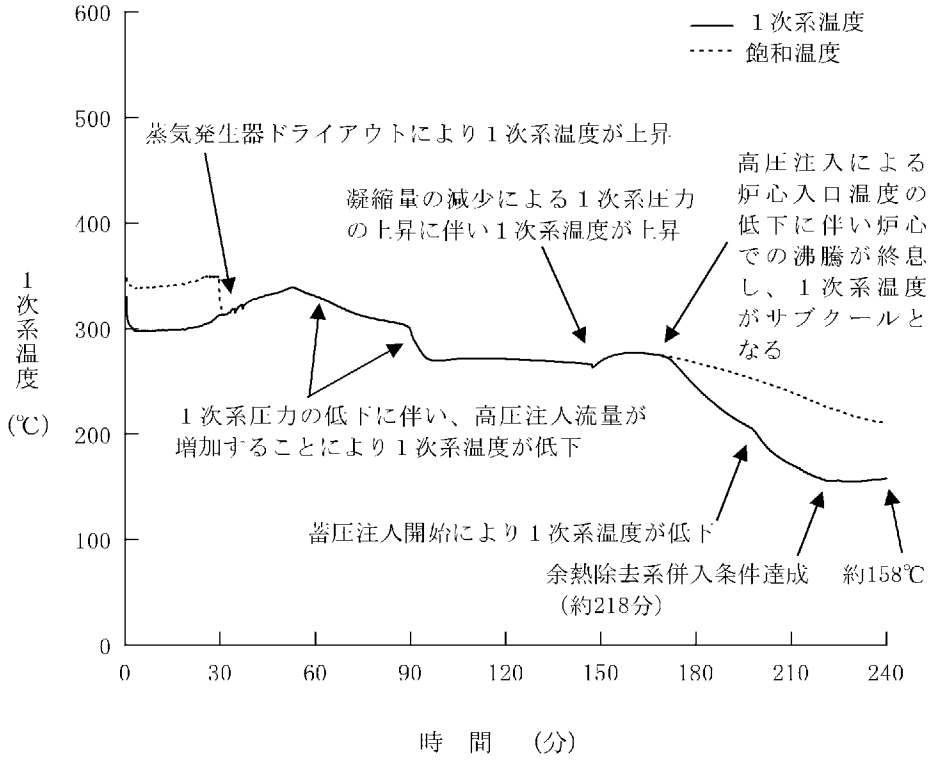
第 7.1.1.11 図　１次系注水流量の推移



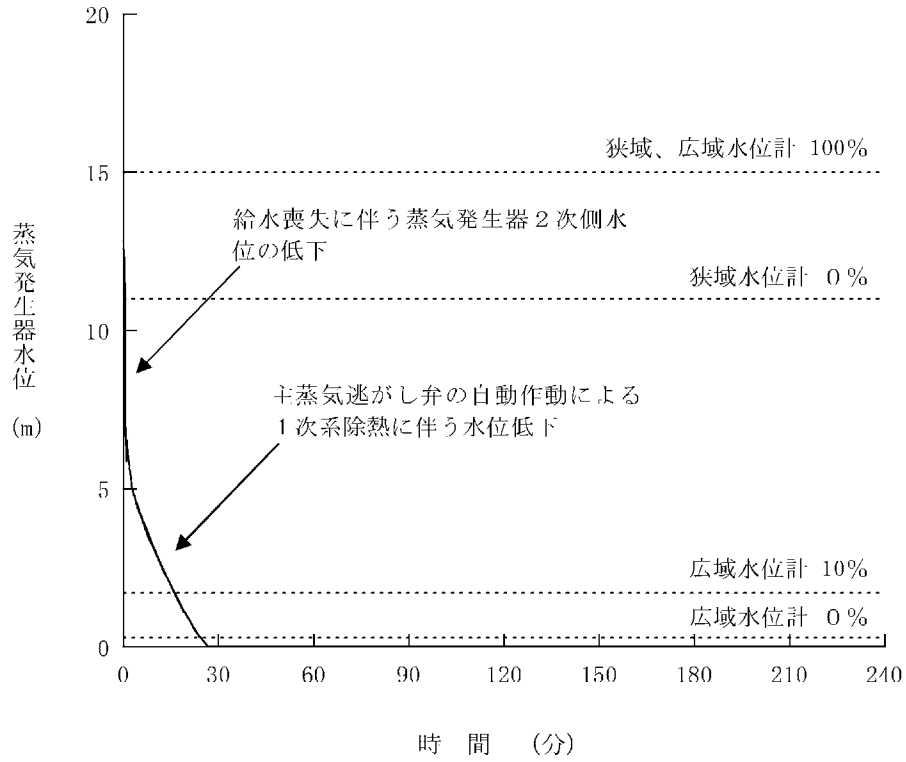
第 7.1.1.12 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



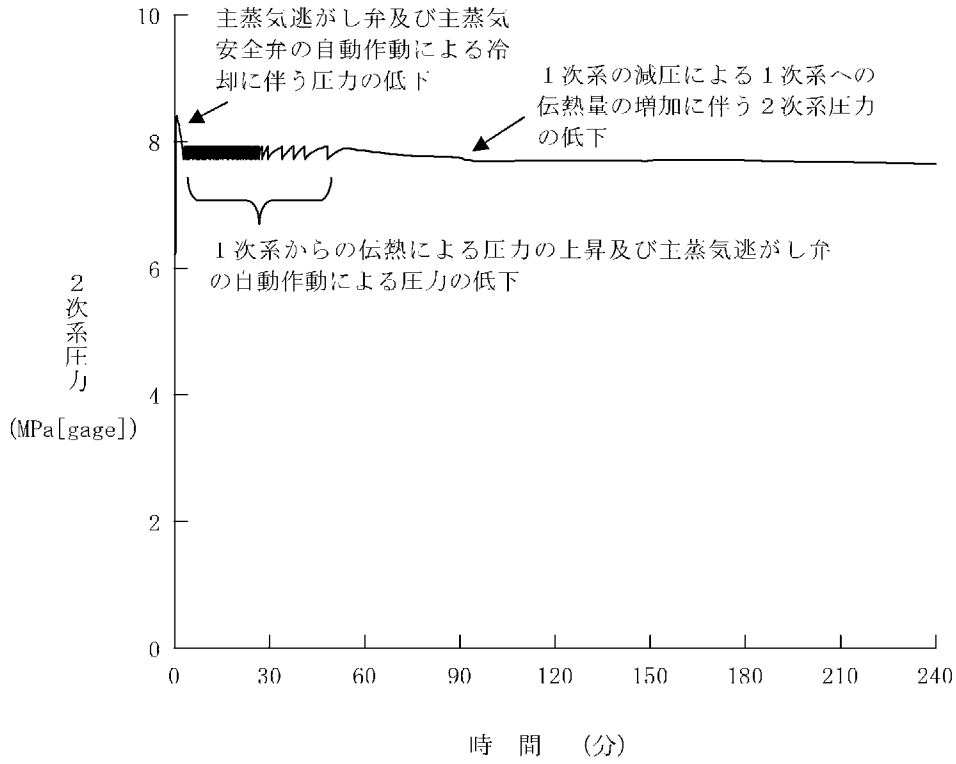
第 7.1.1.13 図　燃料被覆管温度の推移



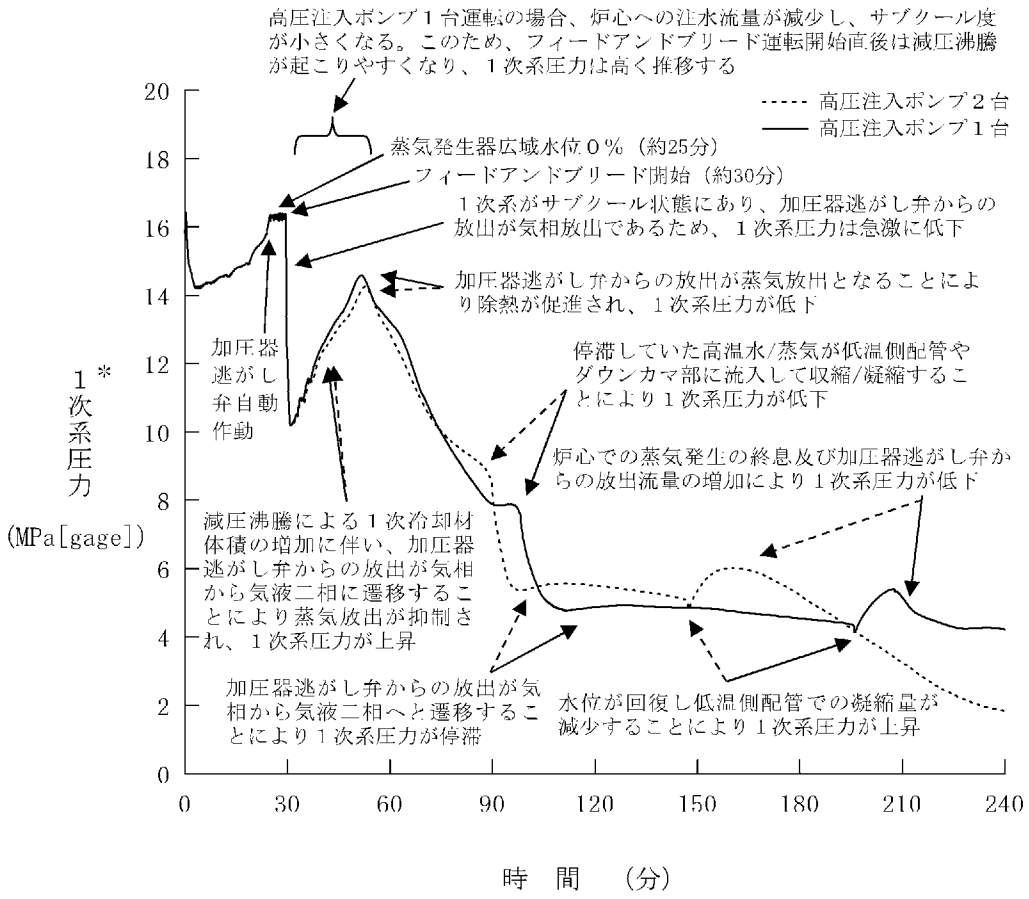
第 7.1.1.14 図　１次系温度の推移



第 7.1.1.15 図　蒸気発生器水位の推移

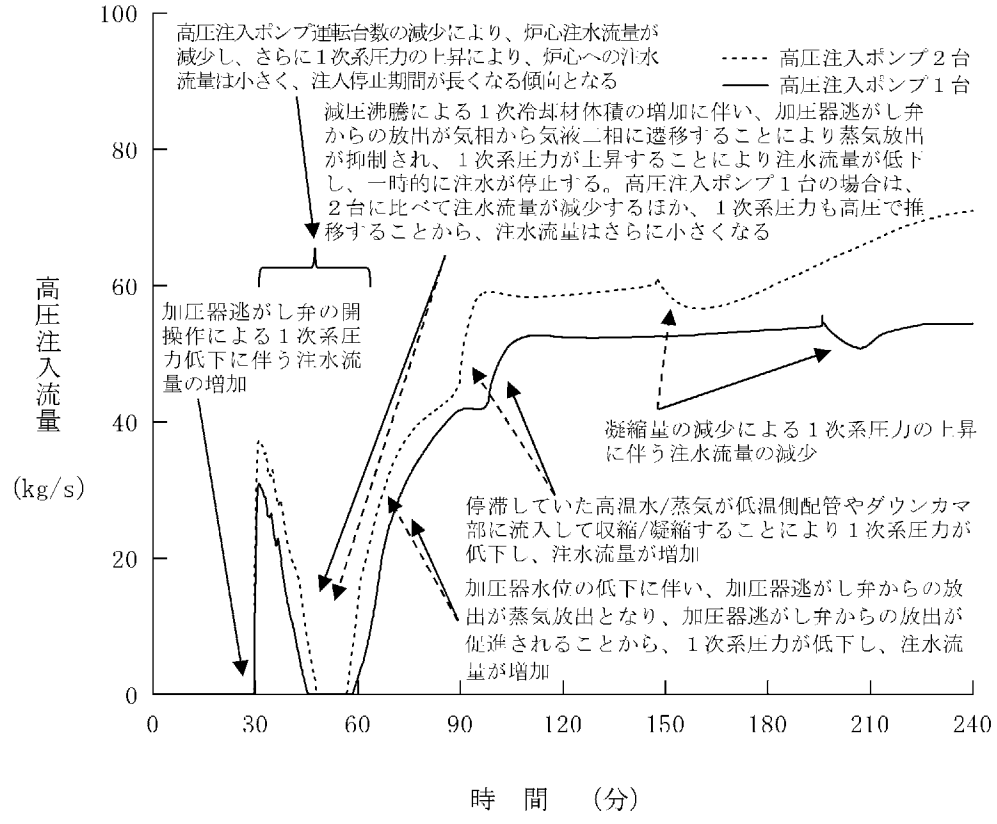


第 7.1.1.16 図　２次系圧力の推移

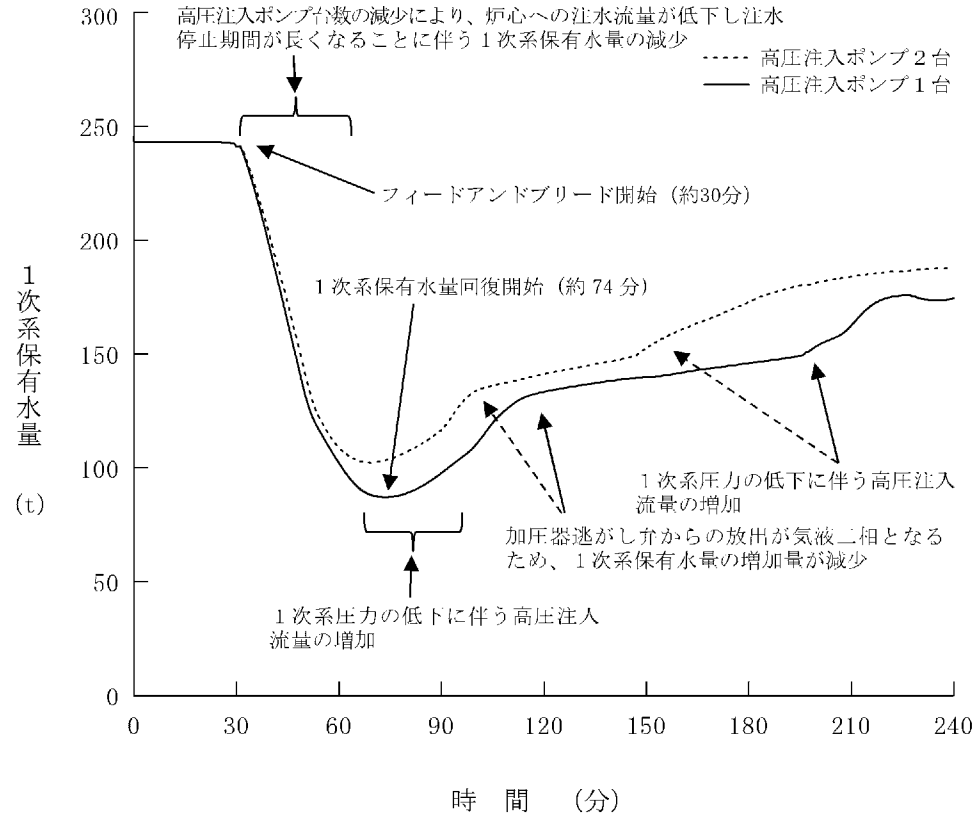


＊：炉心圧力を表示

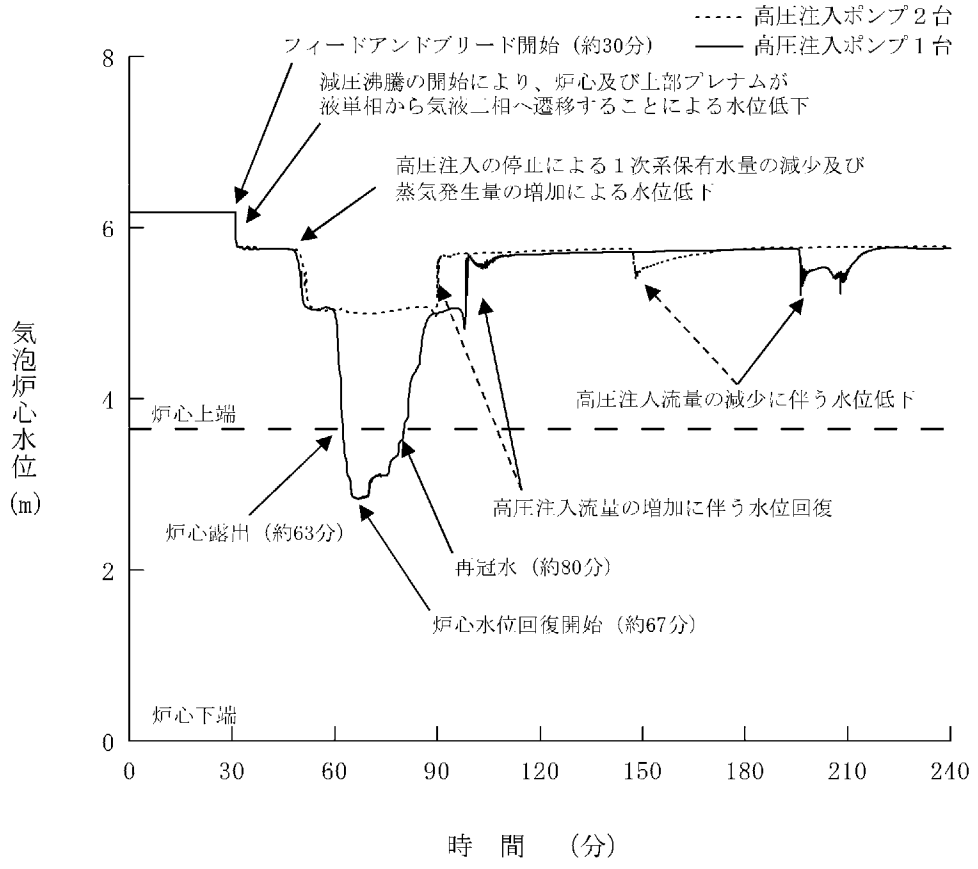
第 7.1.1.17 図　１次系圧力の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）



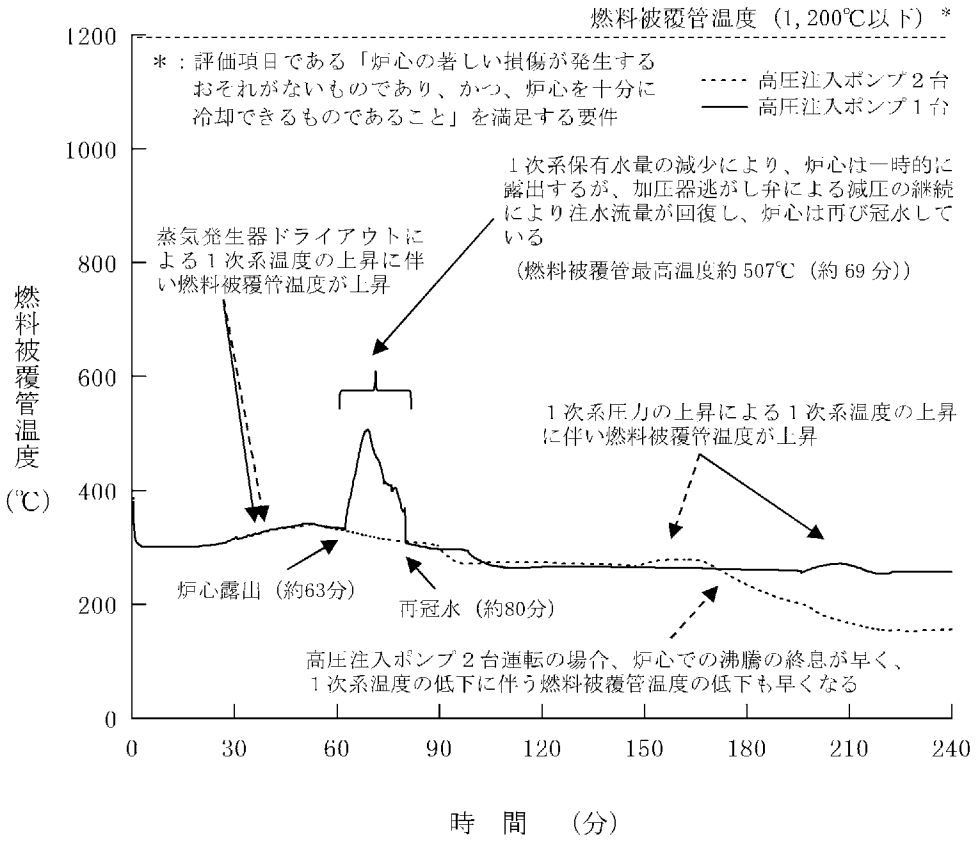
第 7.1.1.18 図　高圧注入流量の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）



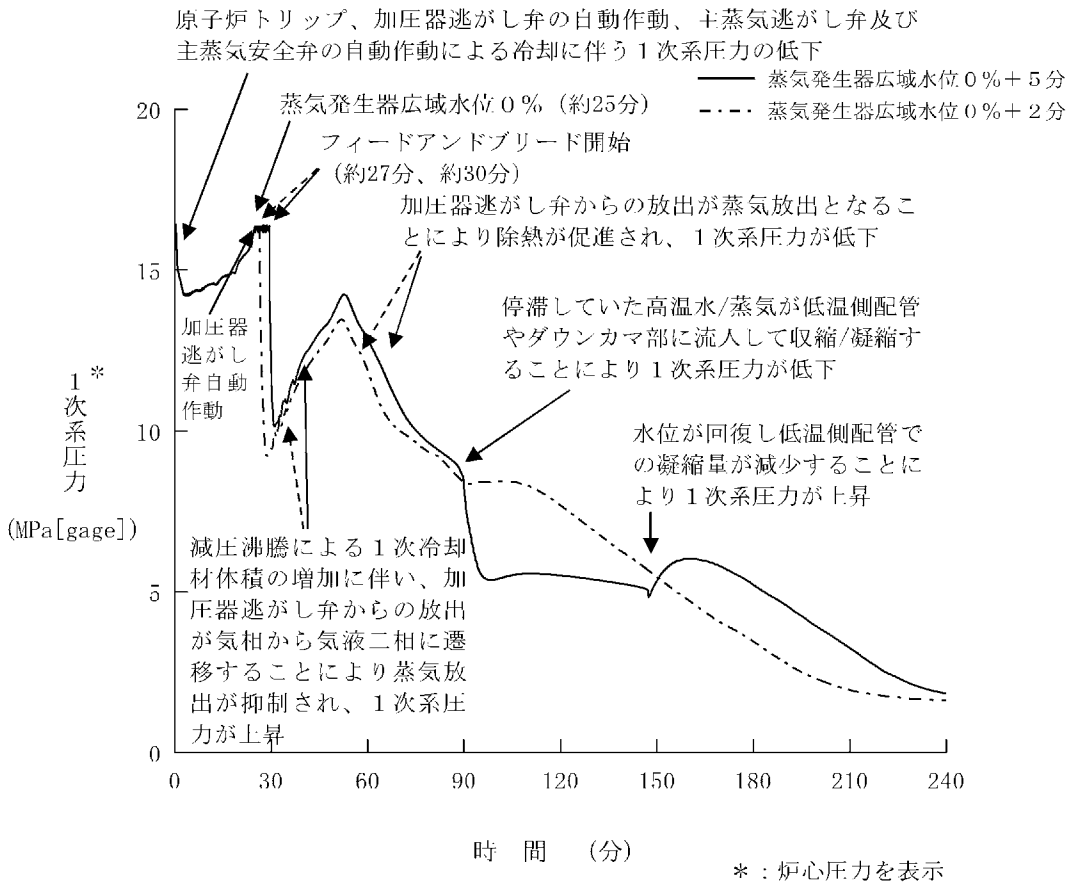
第 7.1.1.19 図　１次系保有水量の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）



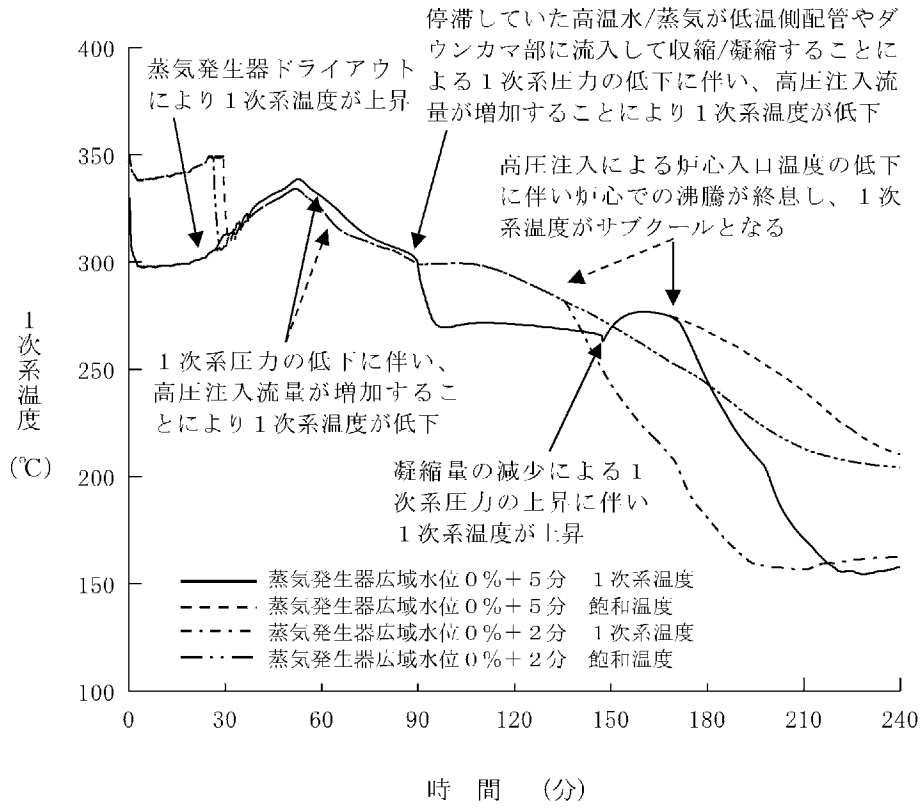
第 7.1.1.20 図　気泡炉心水位の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）



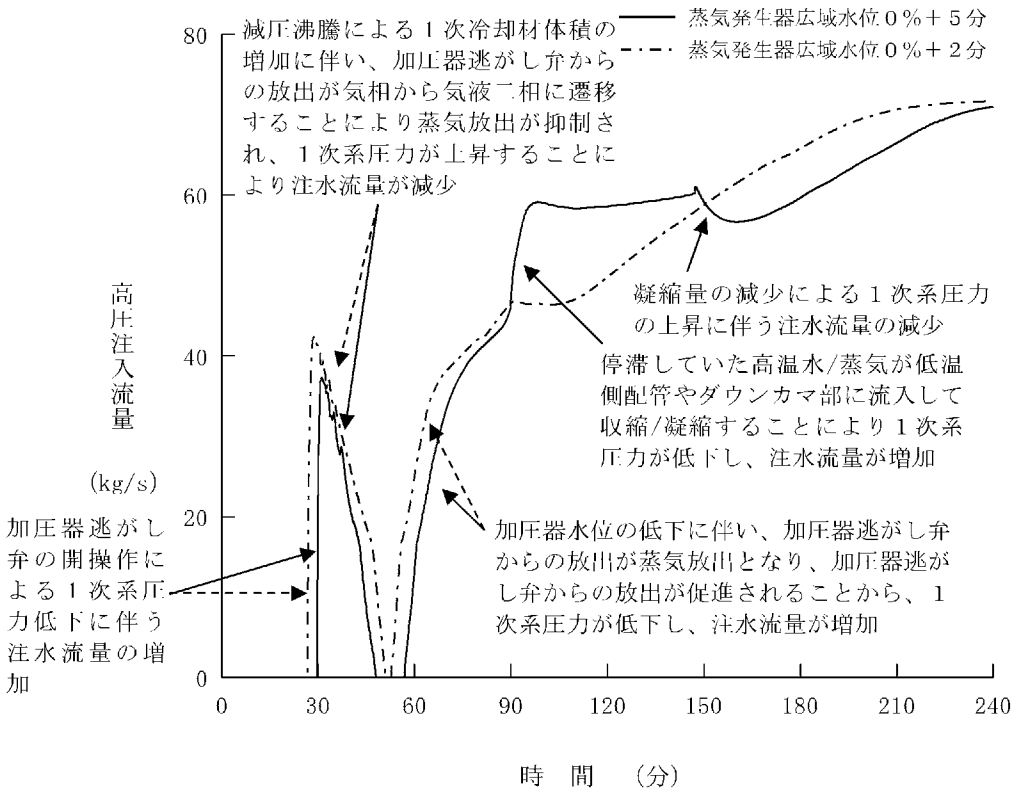
第 7.1.1.21 図　燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）



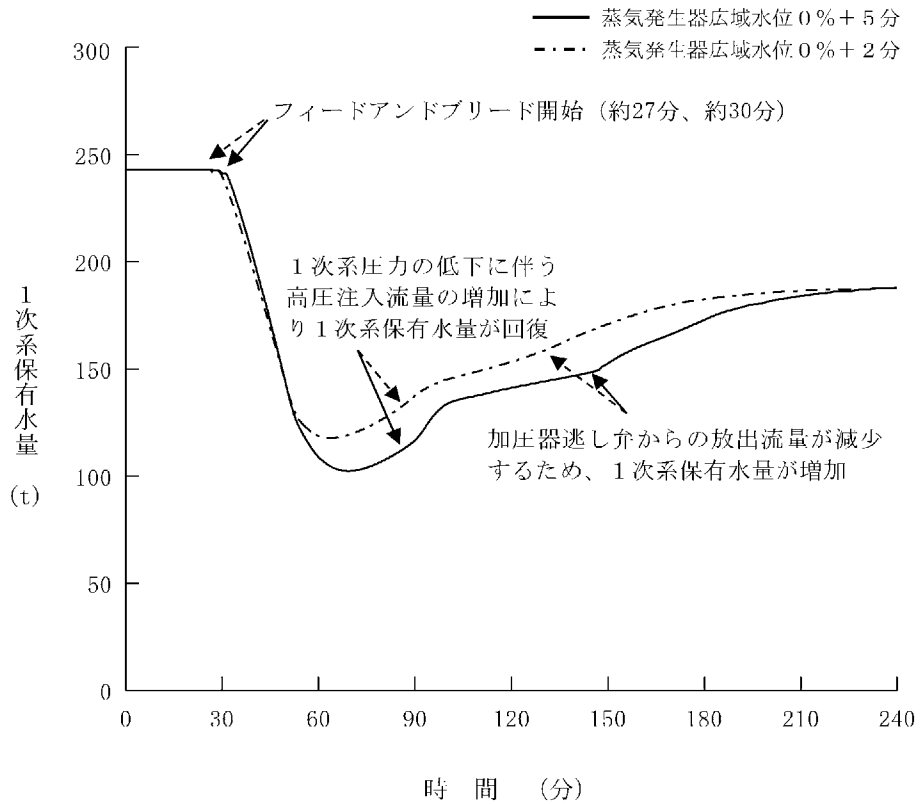
第 7.1.1.22 図　１次系圧力の推移（開始が早くなる場合）



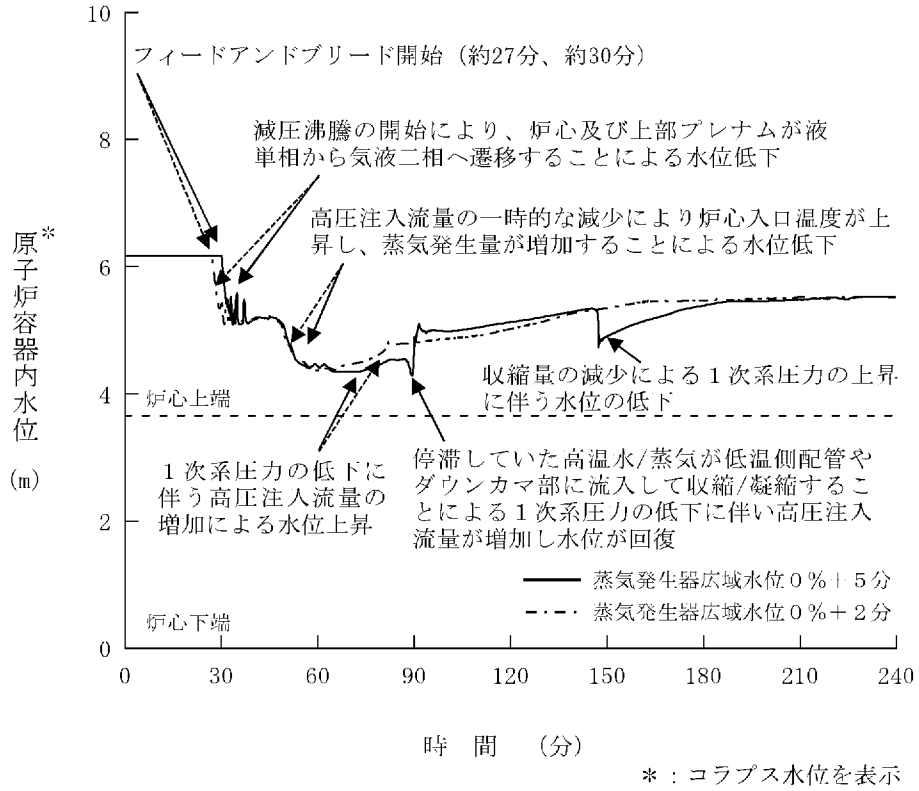
第 7.1.1.23 図　１次系温度の推移（開始が早くなる場合）



第 7.1.1.24 図　高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）

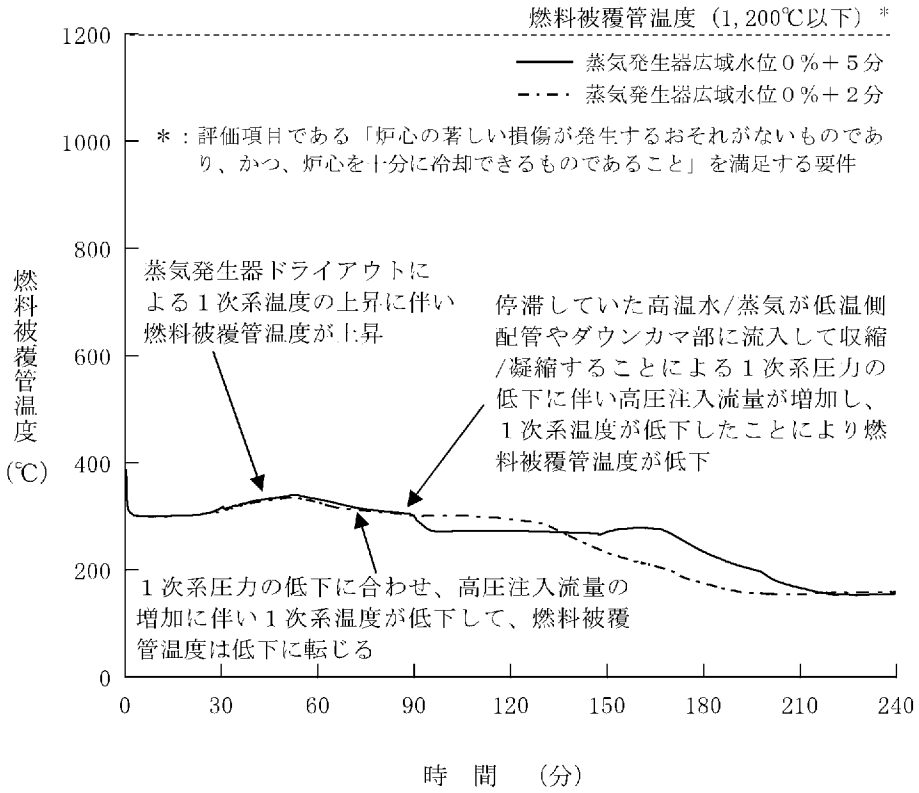


第 7.1.1.25 図　１次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）

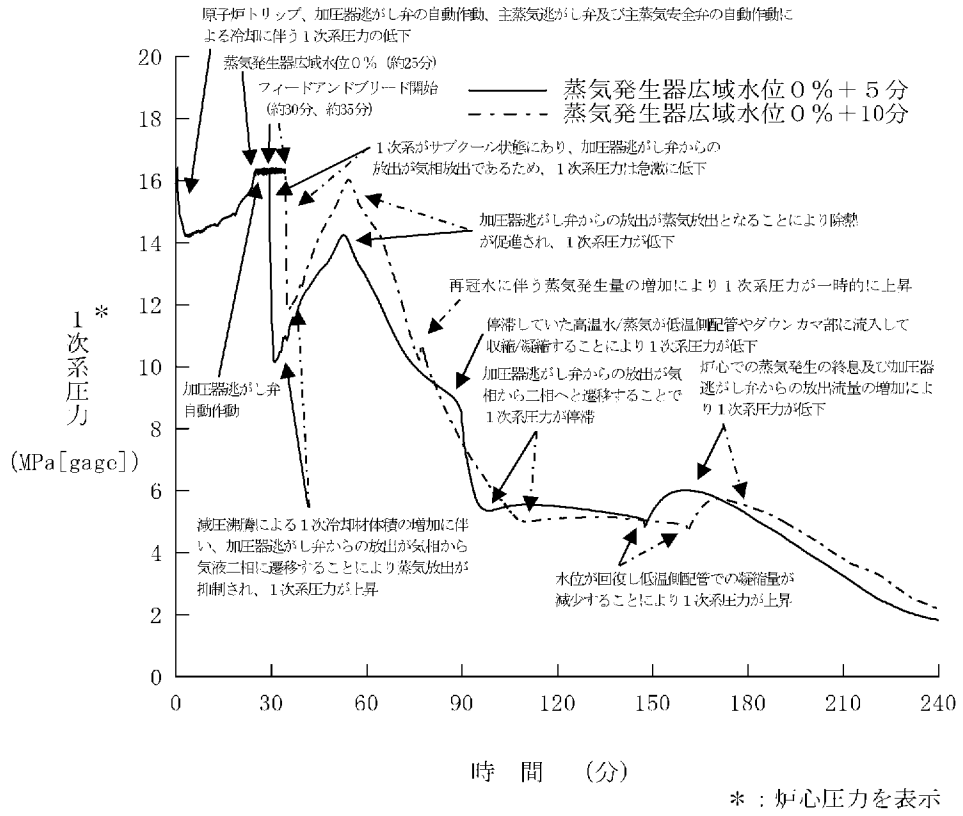


＊：コラプス水位を表示

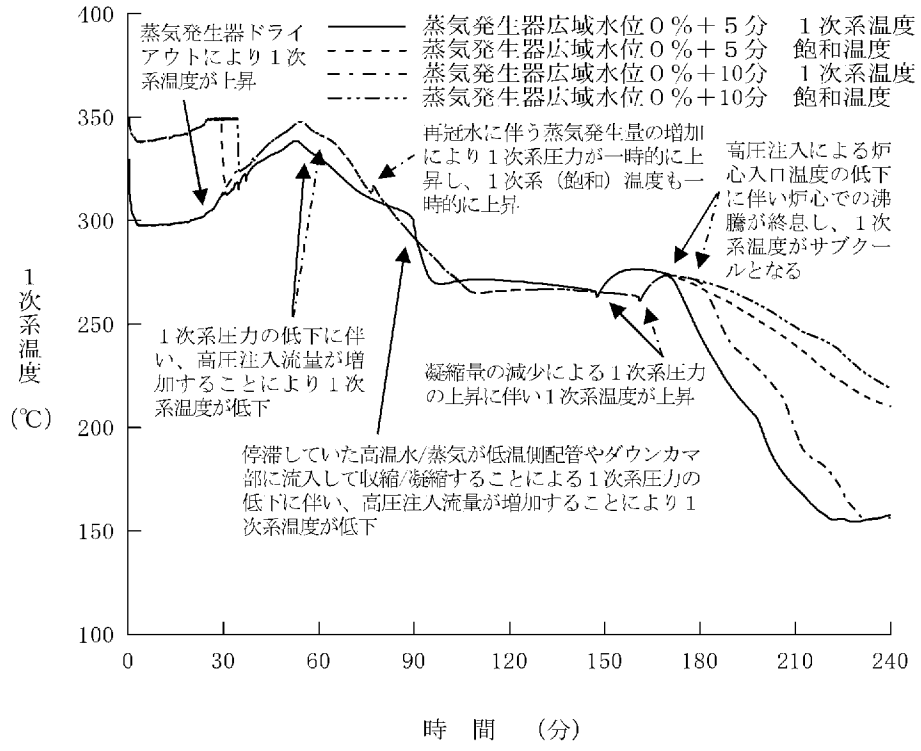
第 7.1.1.26 図　原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）



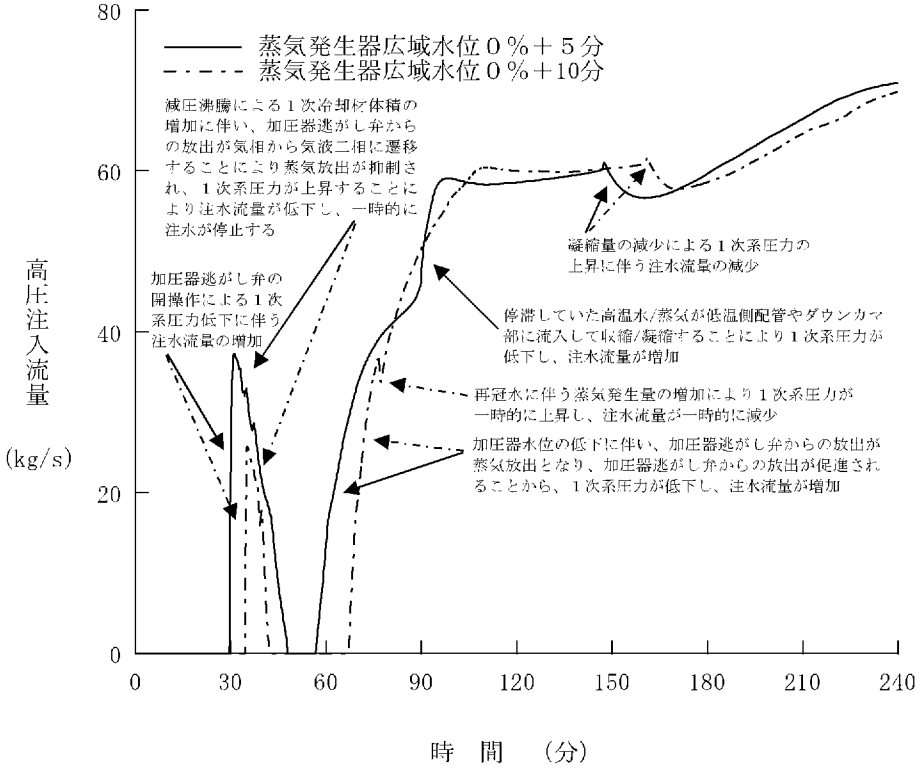
第 7.1.1.27 図　燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）



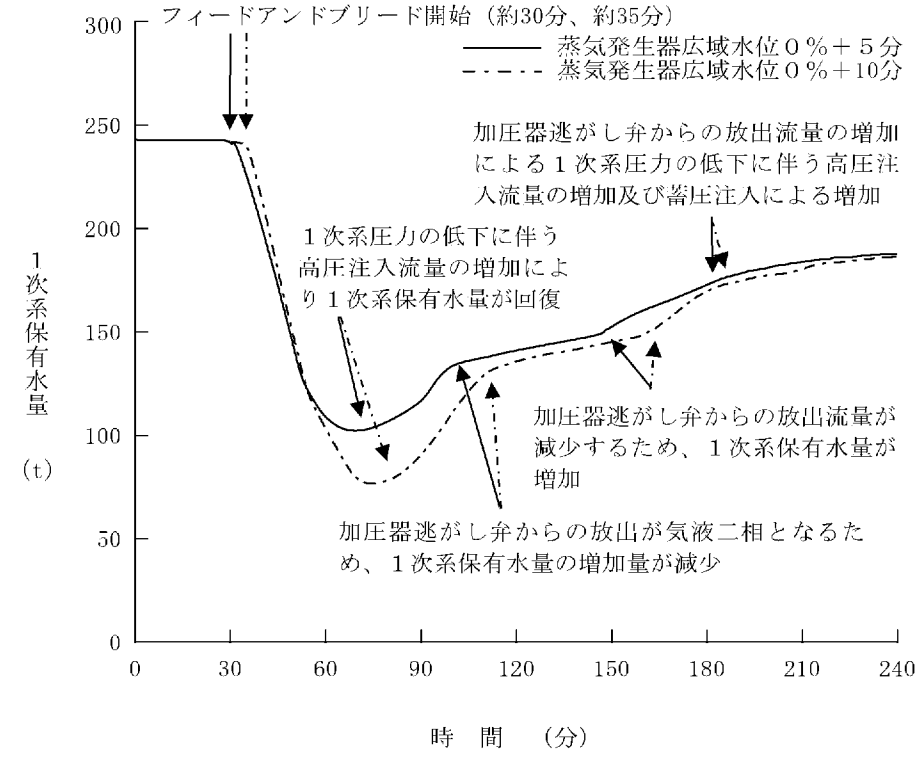
第 7.1.1.28 図　１次系圧力の推移（開始が遅くなる場合）



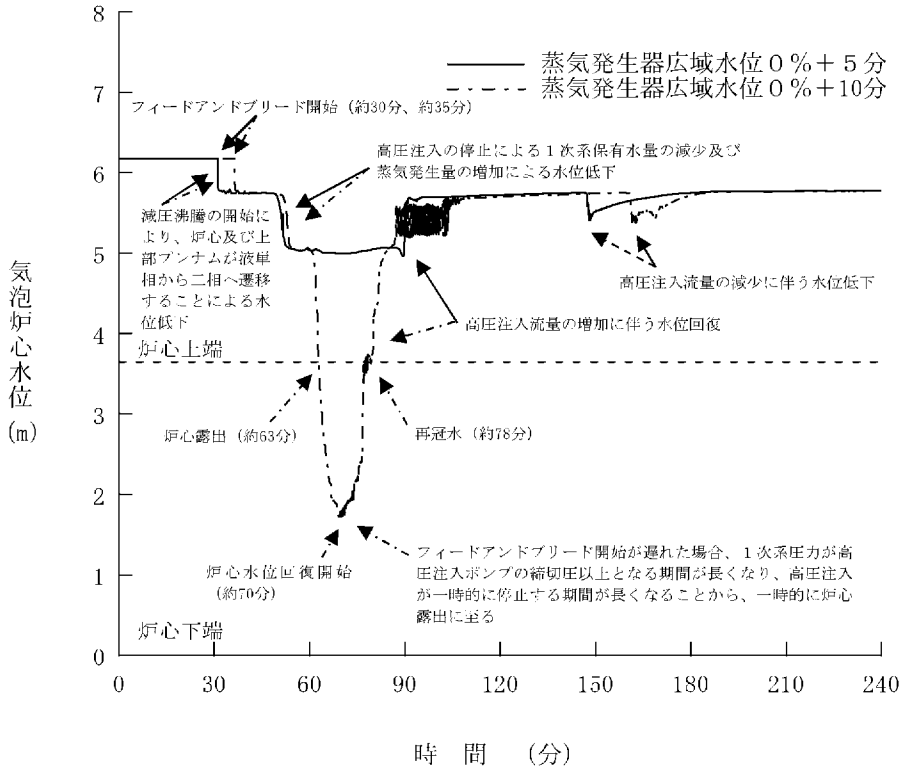
第 7.1.1.29 図　１次系温度の推移（開始が遅くなる場合）



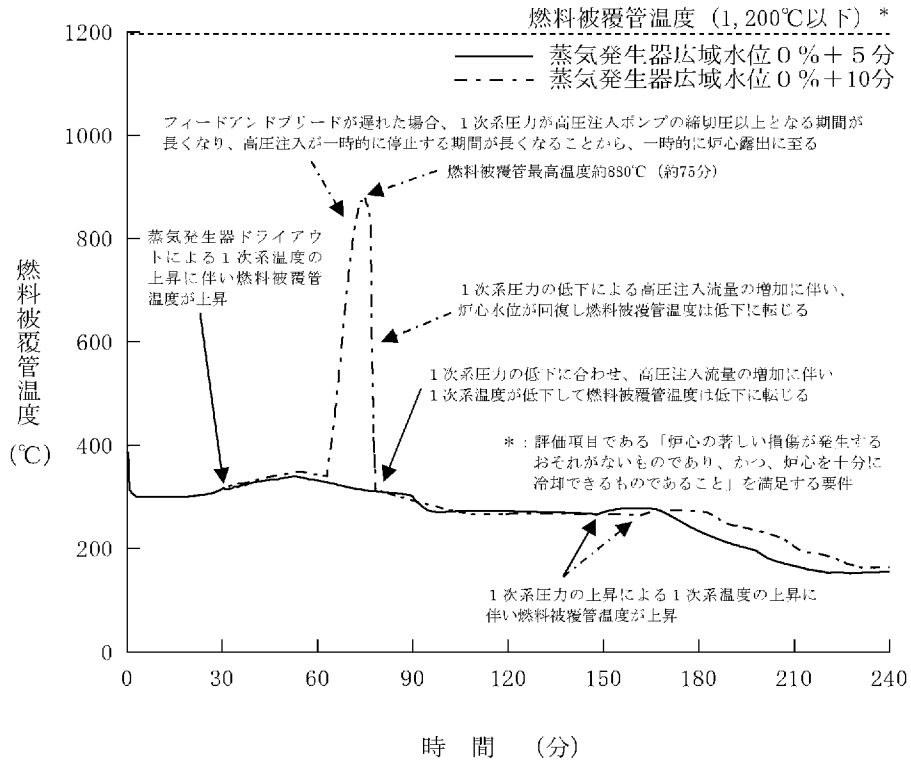
第 7.1.1.30 図　高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）



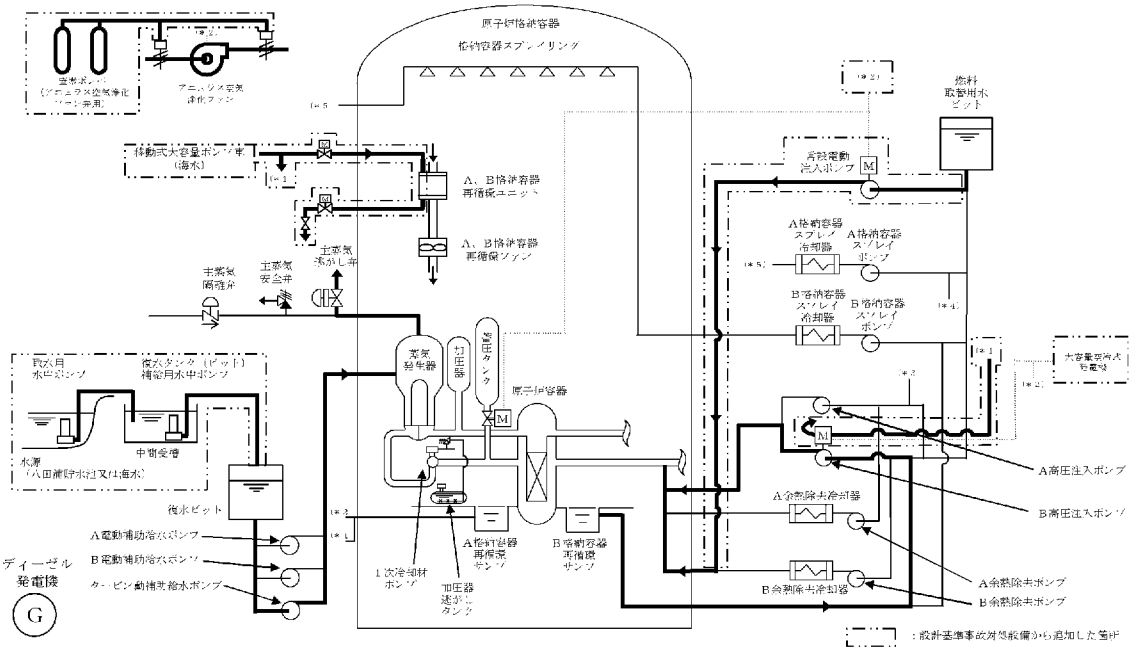
第 7.1.1.31 図　１次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）



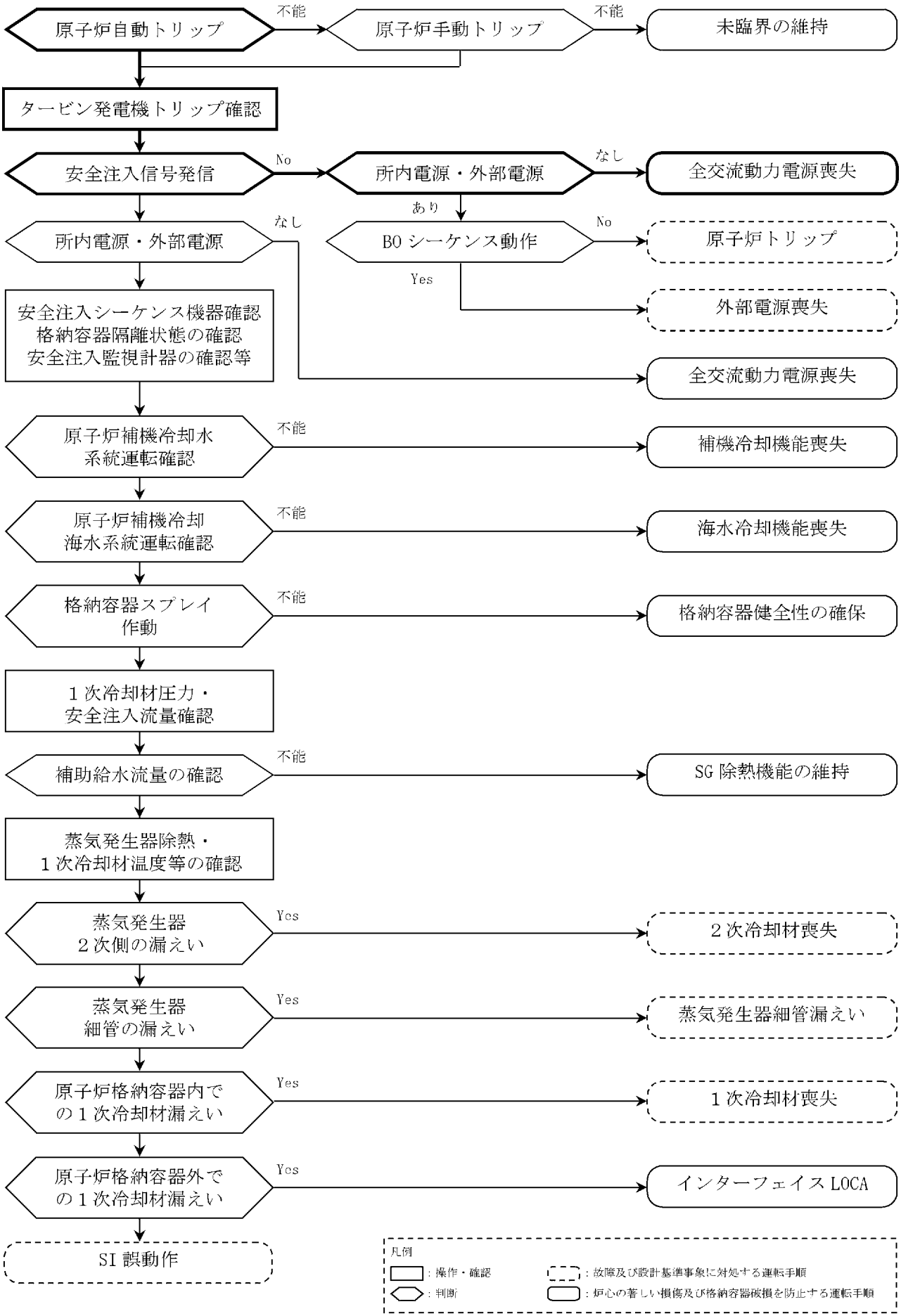
第 7.1.1.32 図　気泡炉心水位の推移（開始が遅くなる場合）



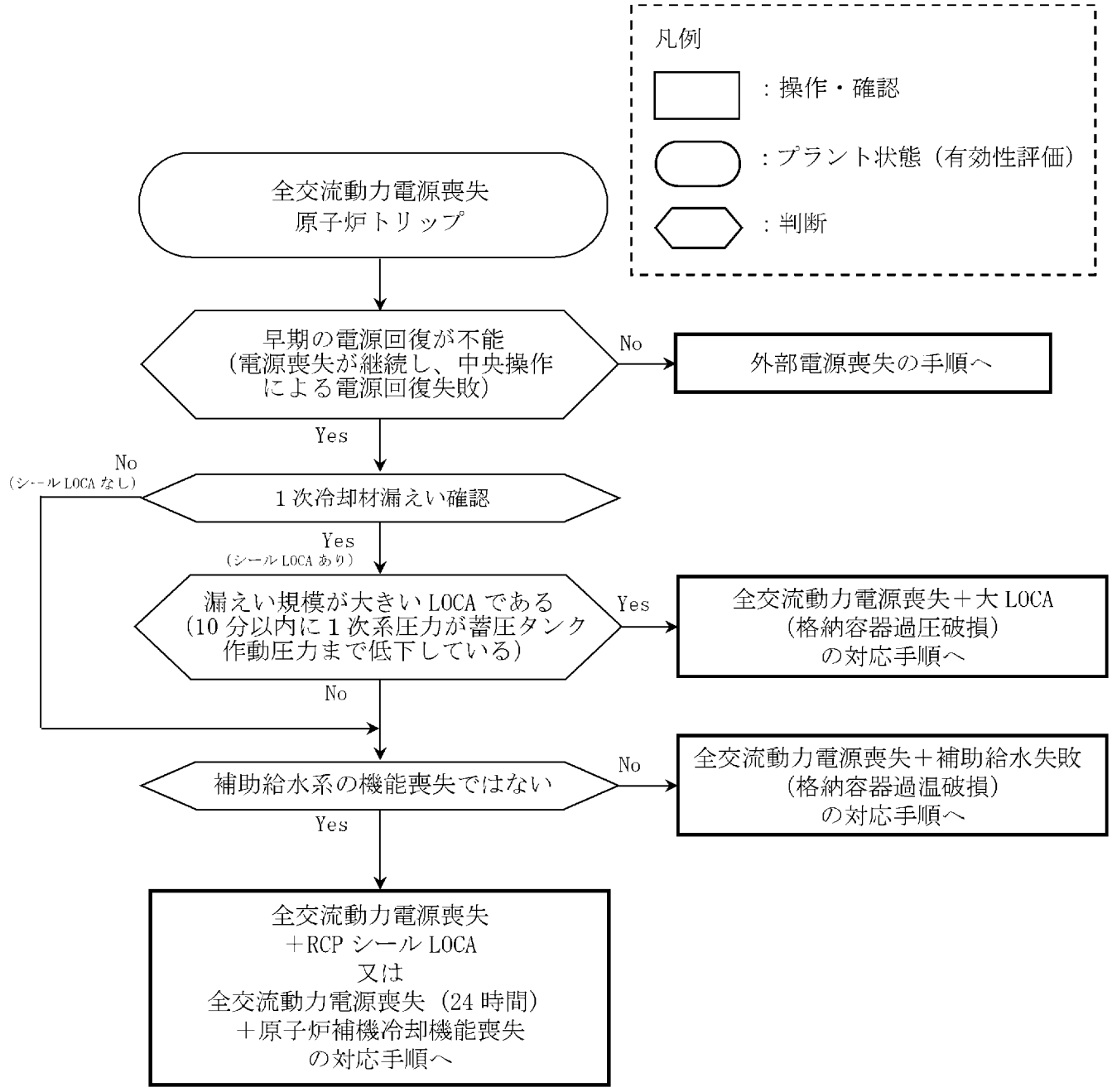
第7.1.1.33図　燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）



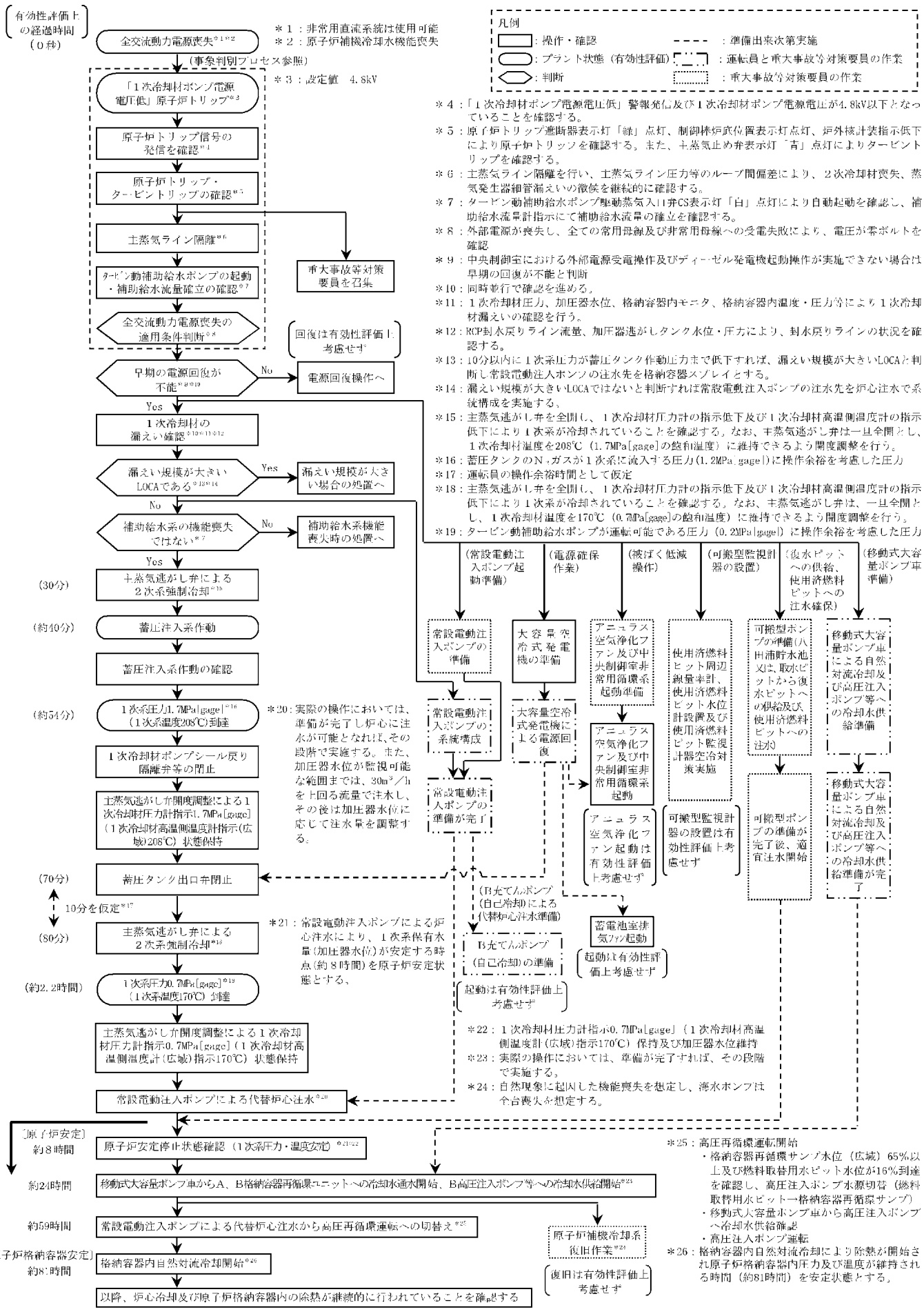
第 7.1.2.1 図　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



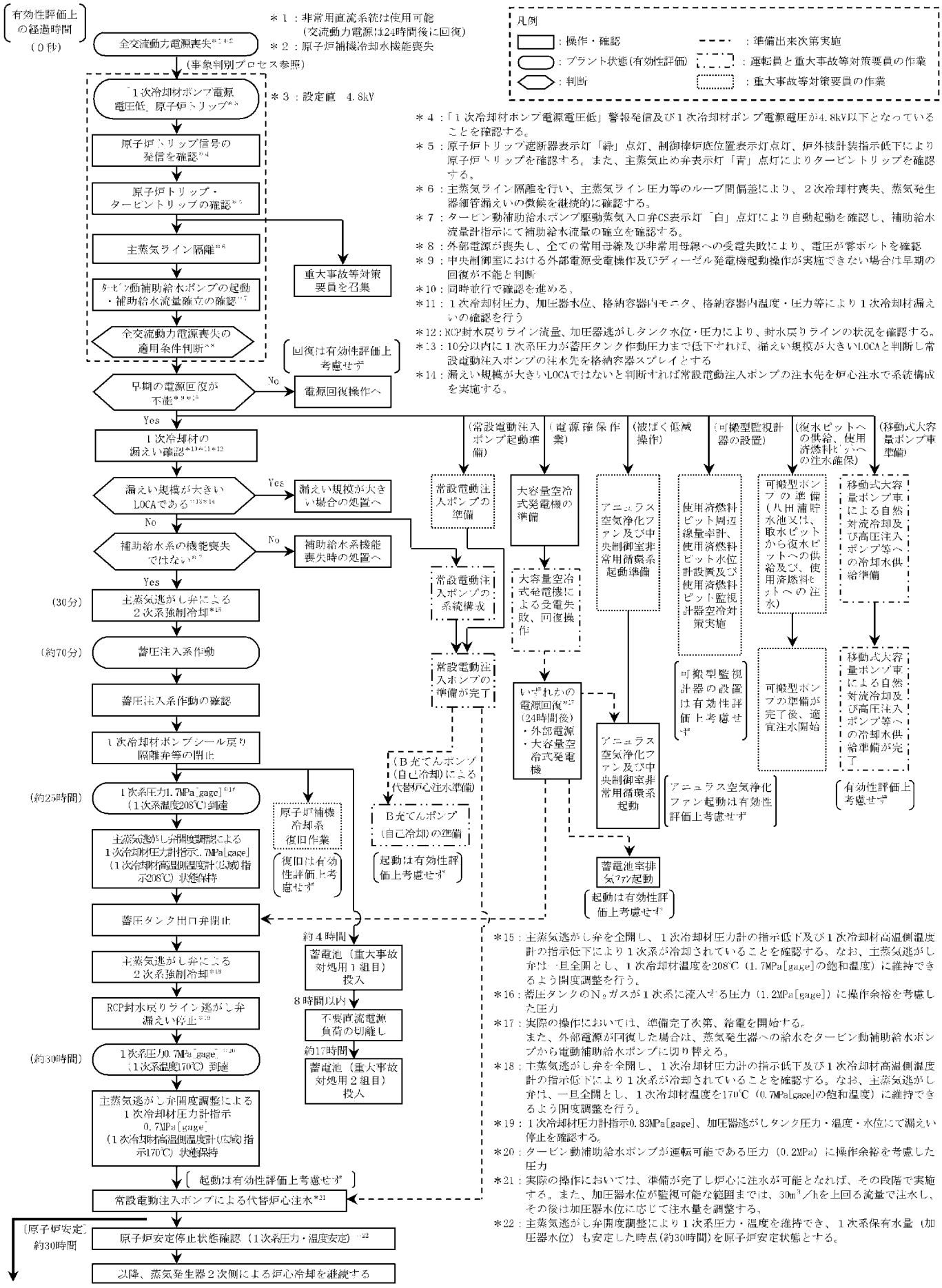
第 7.1.2.2 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



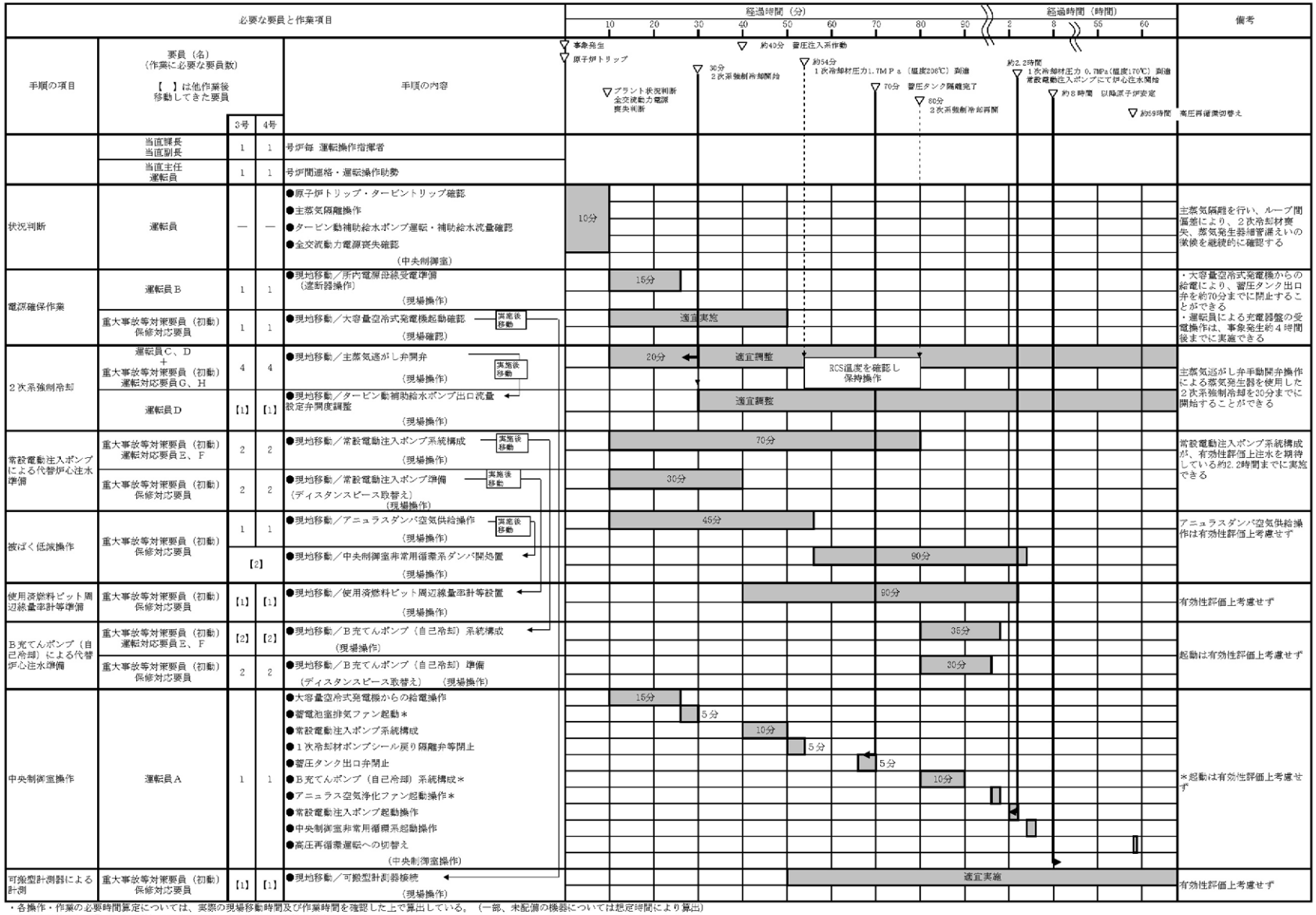
第 7.1.2.3 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（初期対応手順）



第 7.1.2.4 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」の事象進展）

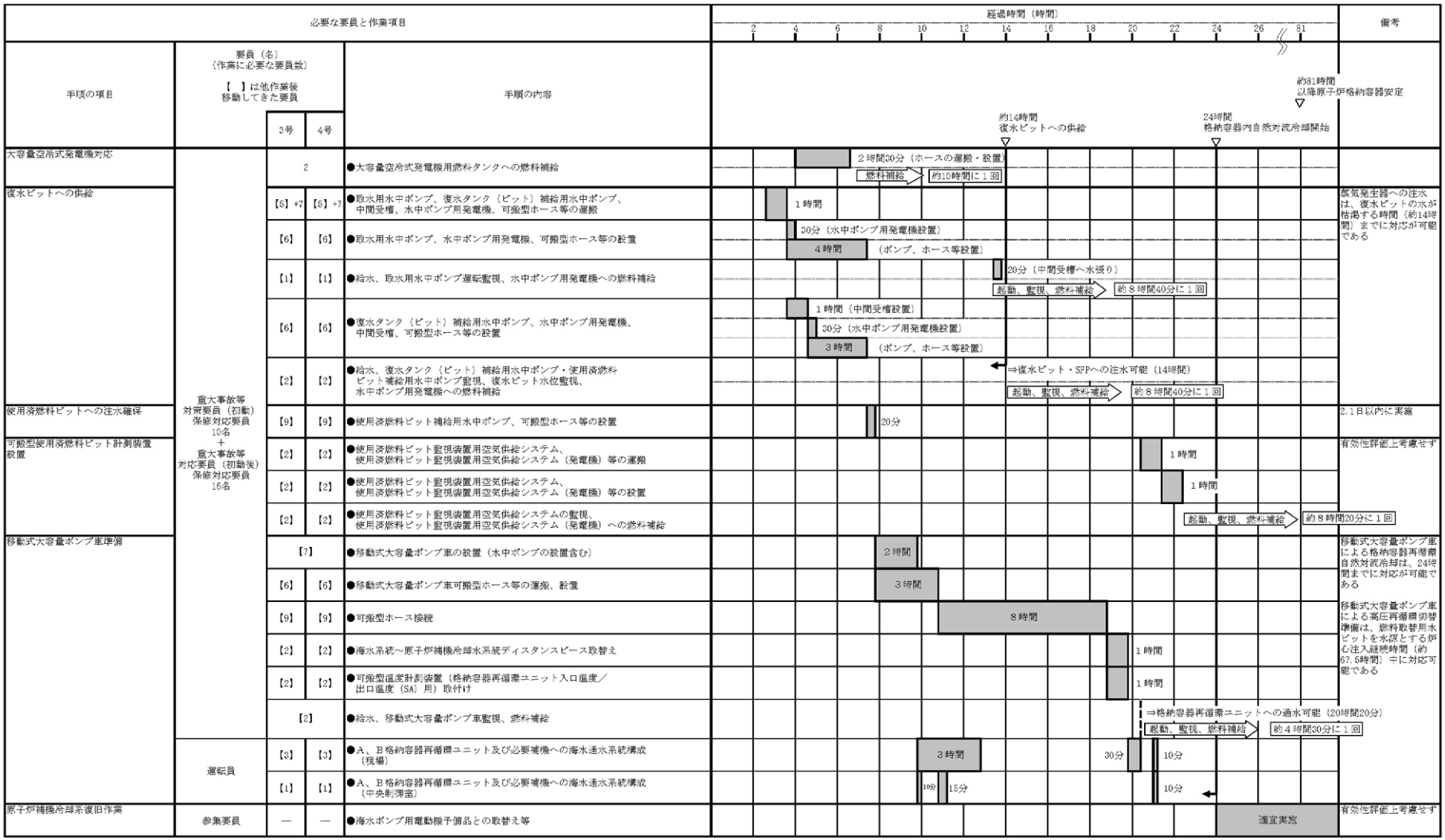


第7.1.2.5図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）



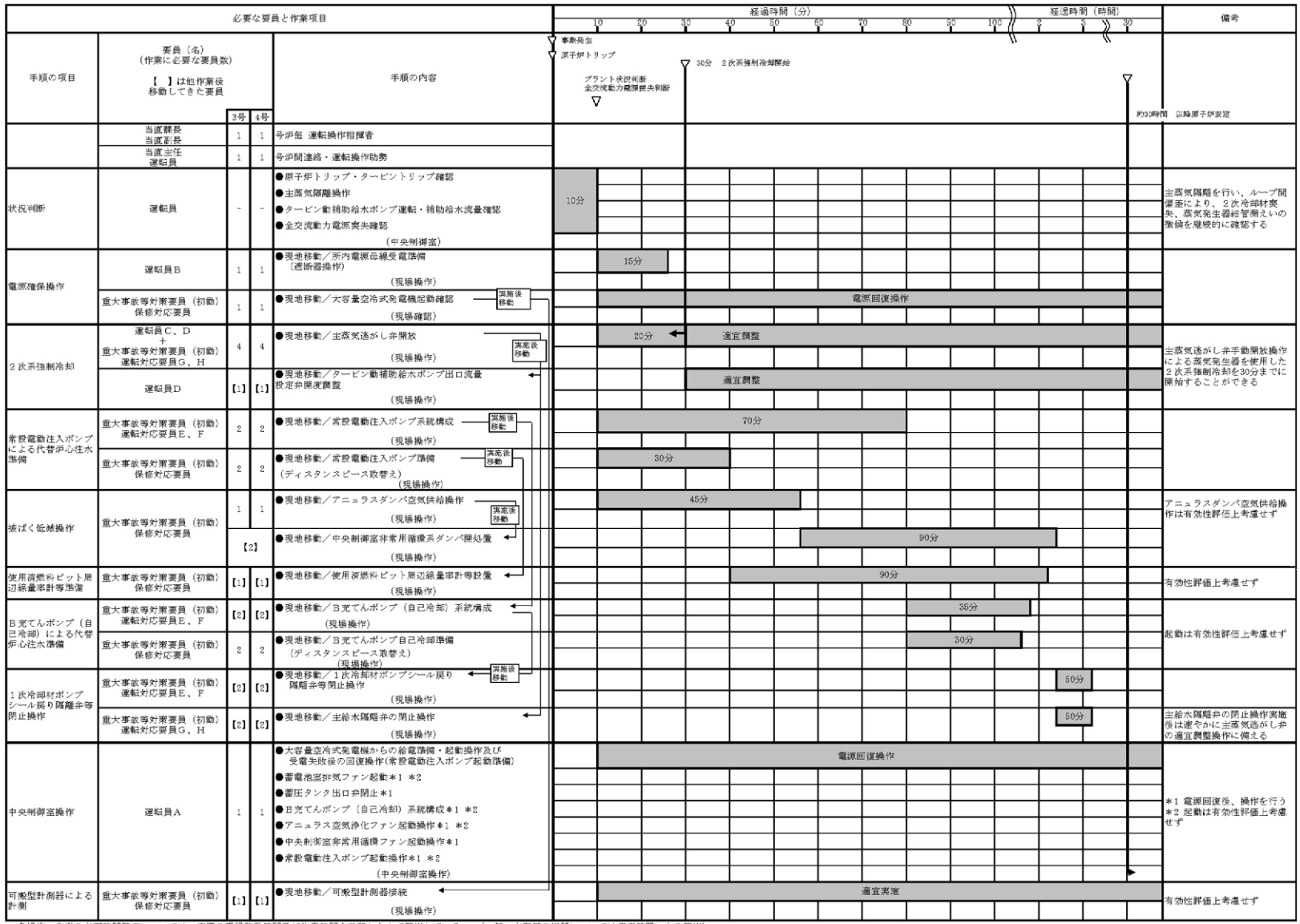
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第 7.1.2.6 図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（１／２）
（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故）



・燃料補給開始は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応考：２名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち２名が対応）、換気設備準備対応者：６名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち６名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第 7.1.2.6 図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（２／２）
（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故）

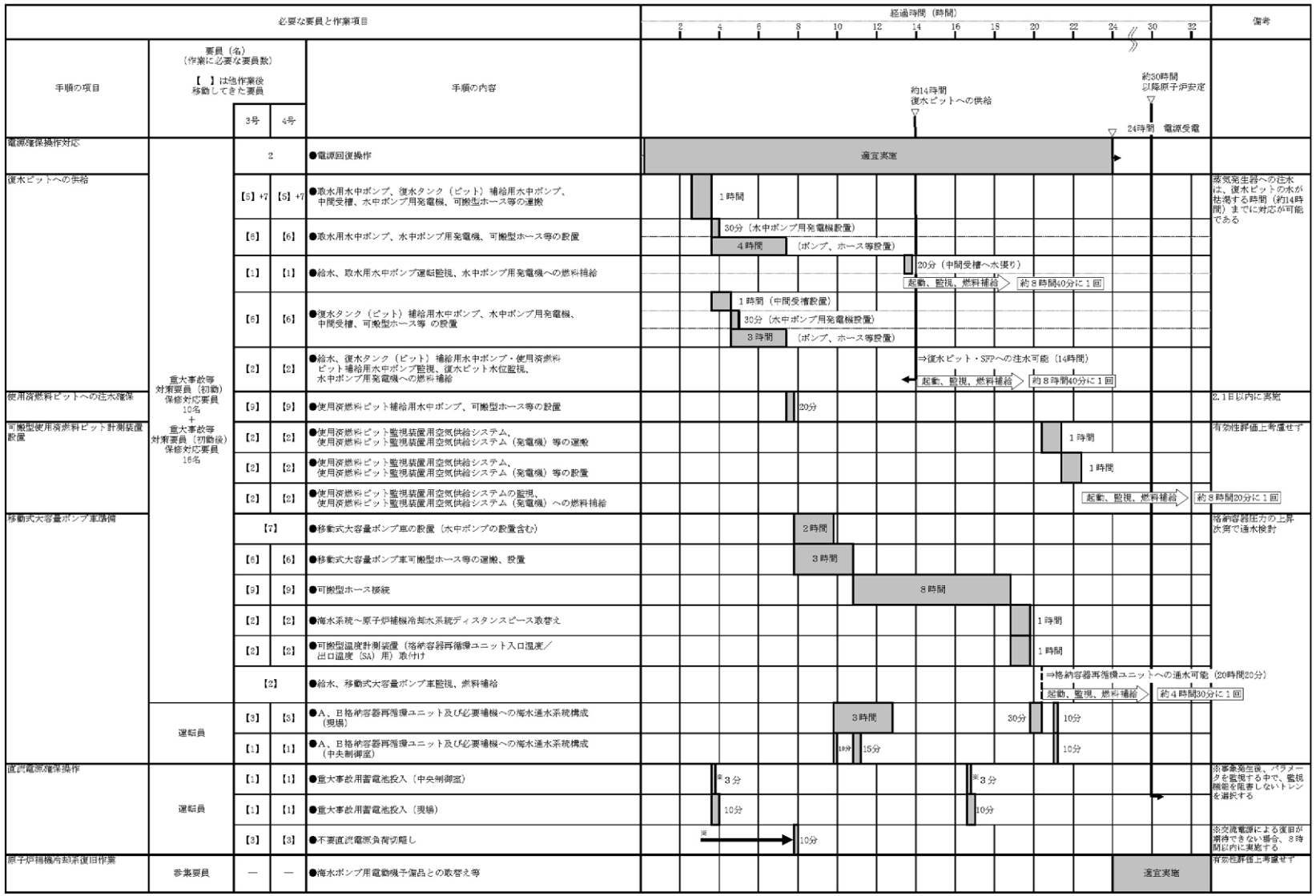


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。（一部、未配備の機器については想定時間により算出）

・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

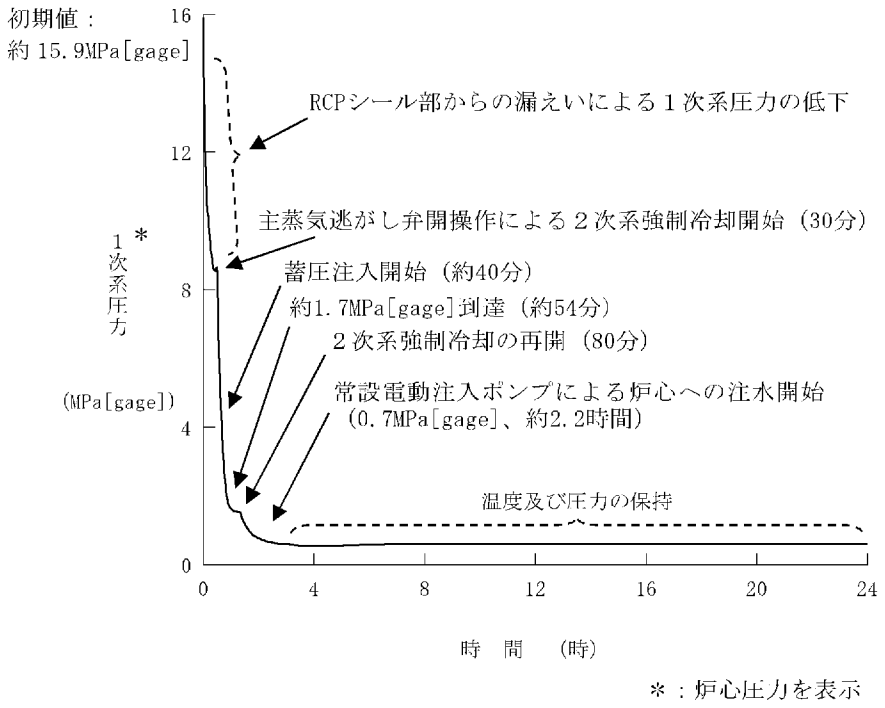
第7.1.2.7図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（1／2）

（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）

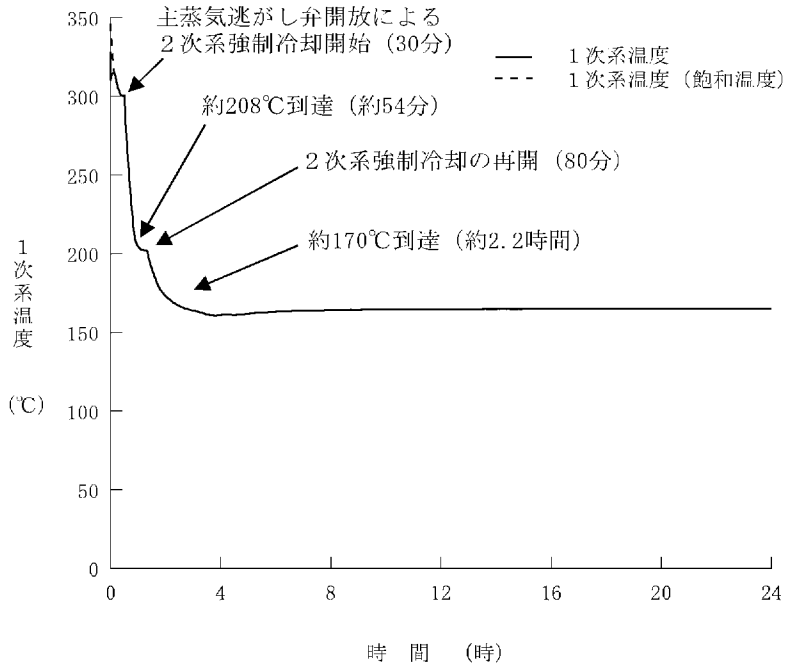


・燃料補給間隔は発電機等定格負荷運転運転時の目安時間を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）、換気設備準備対応者：6名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち6名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

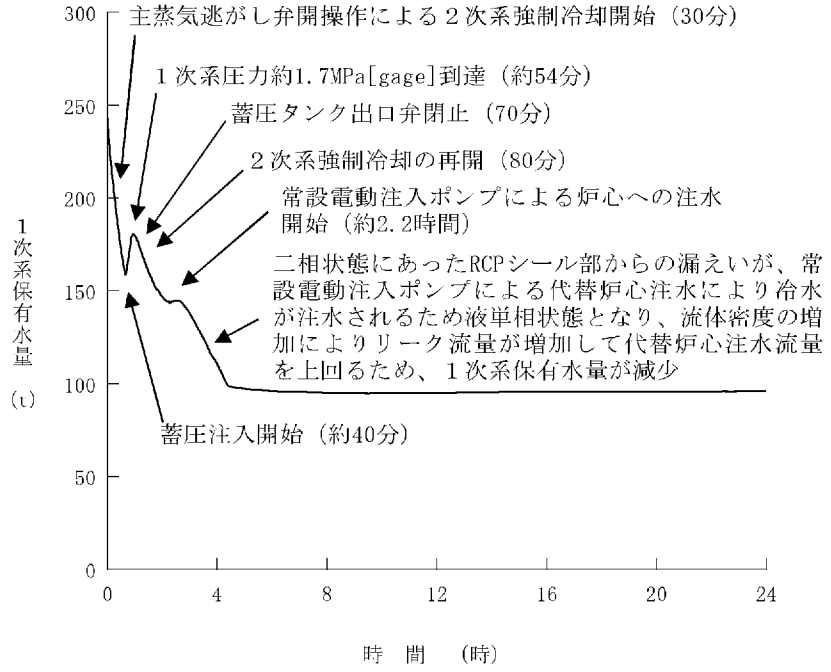
第7.1.2.7図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（2／2）
（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故



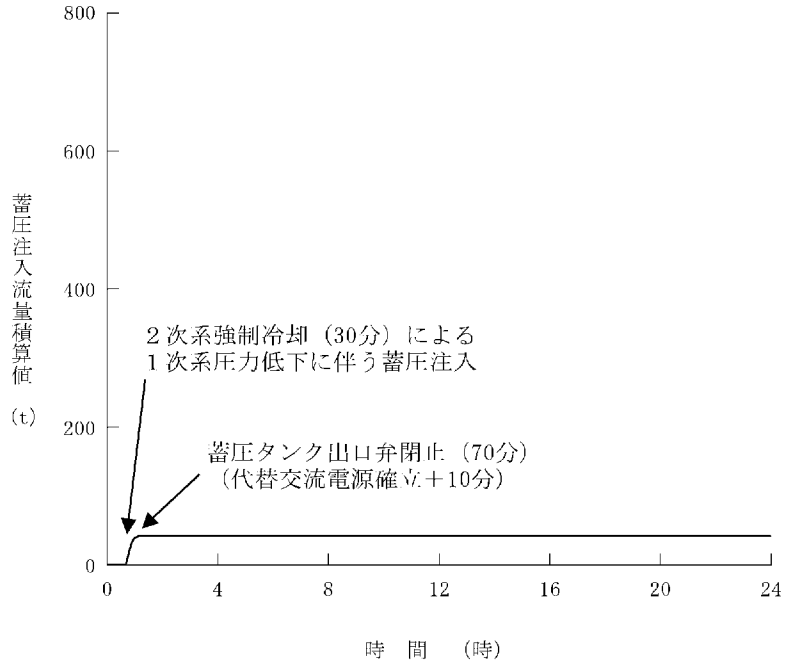
第 7.1.2.8 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



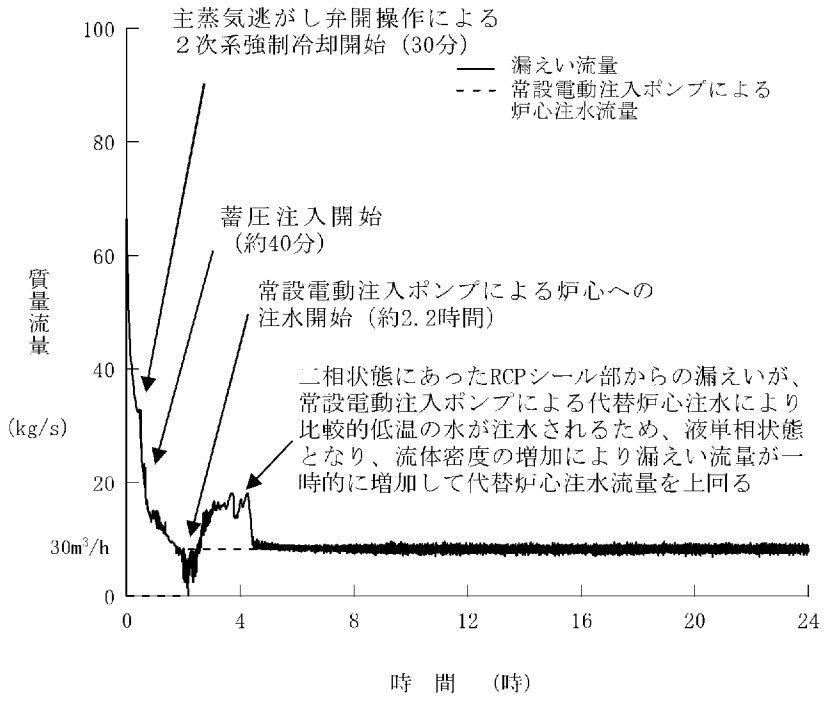
第 7.1.2.9 図　１次系温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



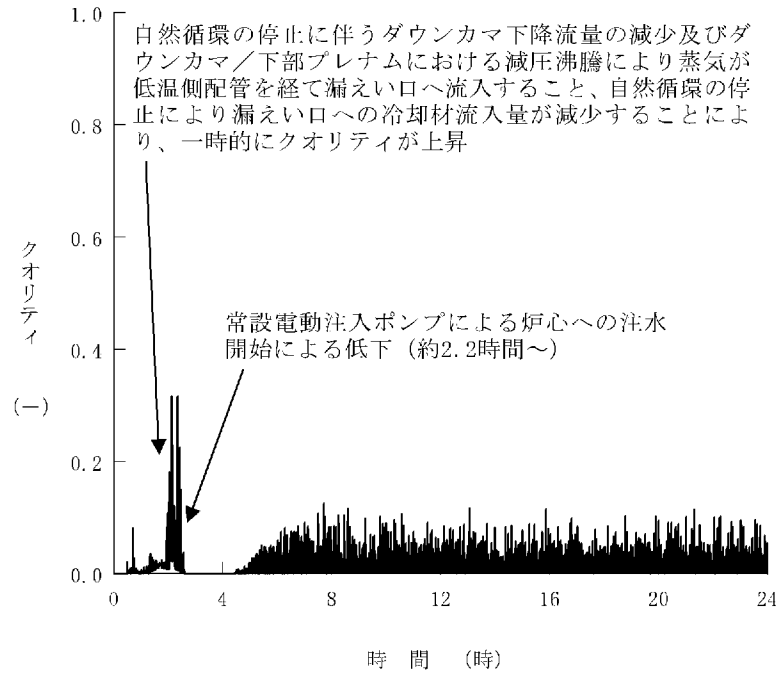
第 7.1.2.10 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



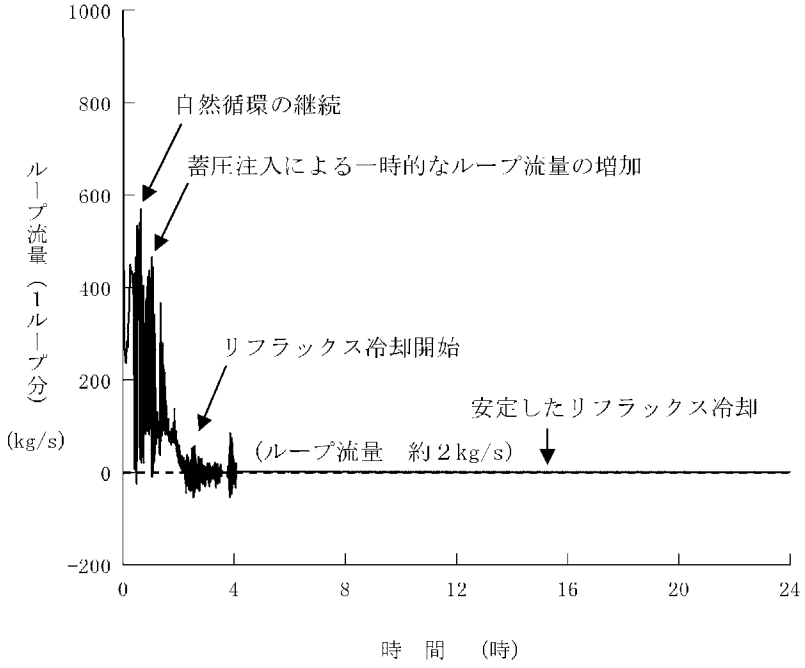
第 7.1.2.11 図　蓄圧注入流量積算値の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



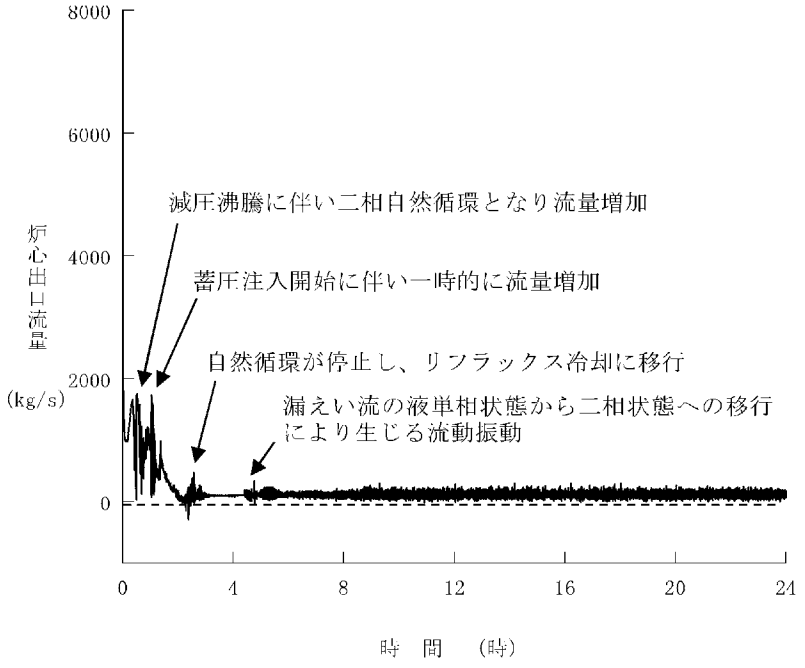
第 7.1.2.12 図　漏えい流量と注水流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



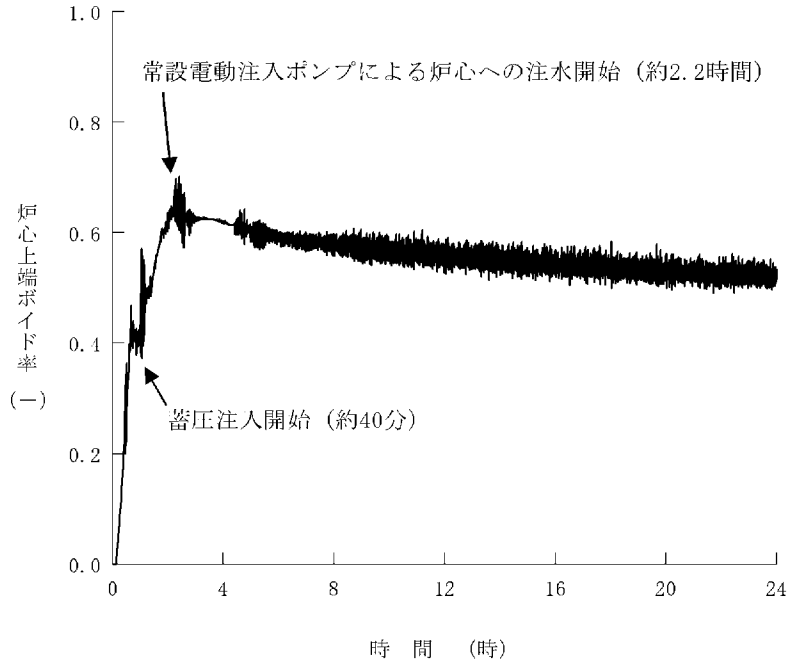
第 7.1.2.13 図　RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移
（RCP シール LOCA が発生する場合）



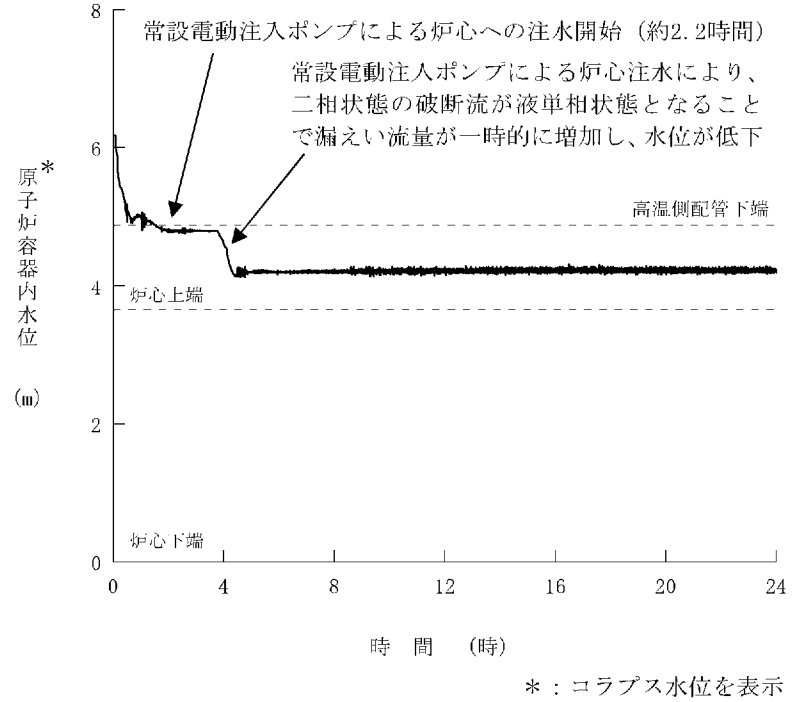
第 7.1.2.14 図　1 次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



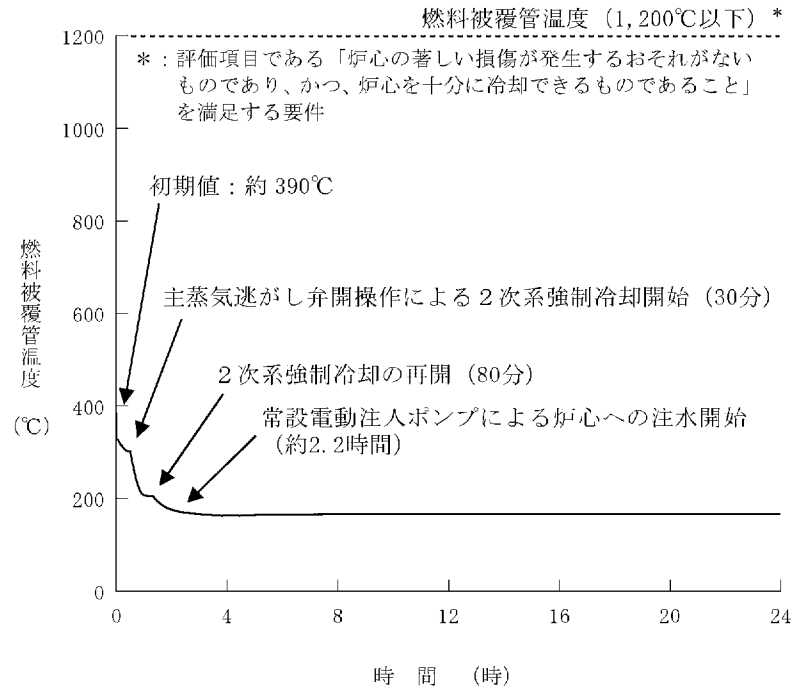
第 7.1.2.15 図　炉心出口流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



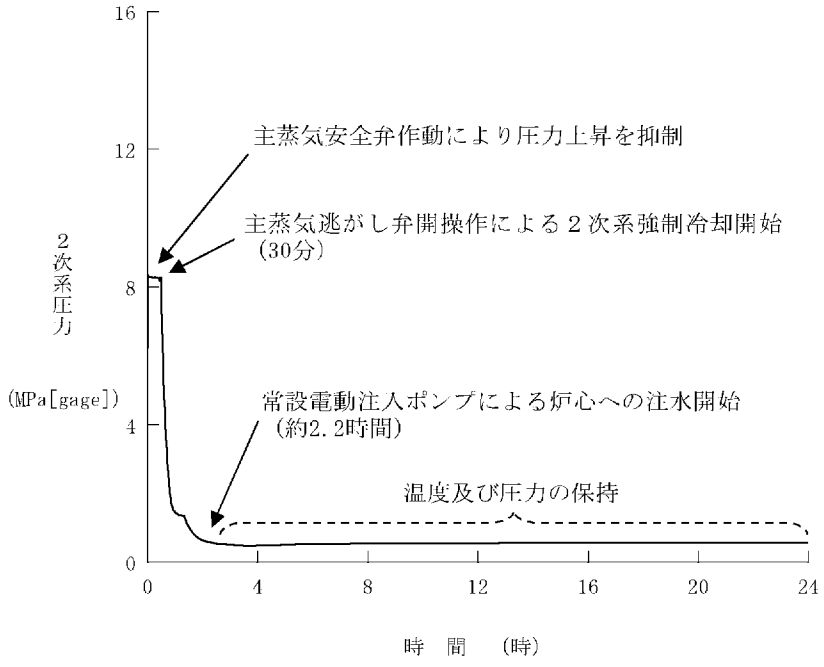
第 7.1.2.16 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



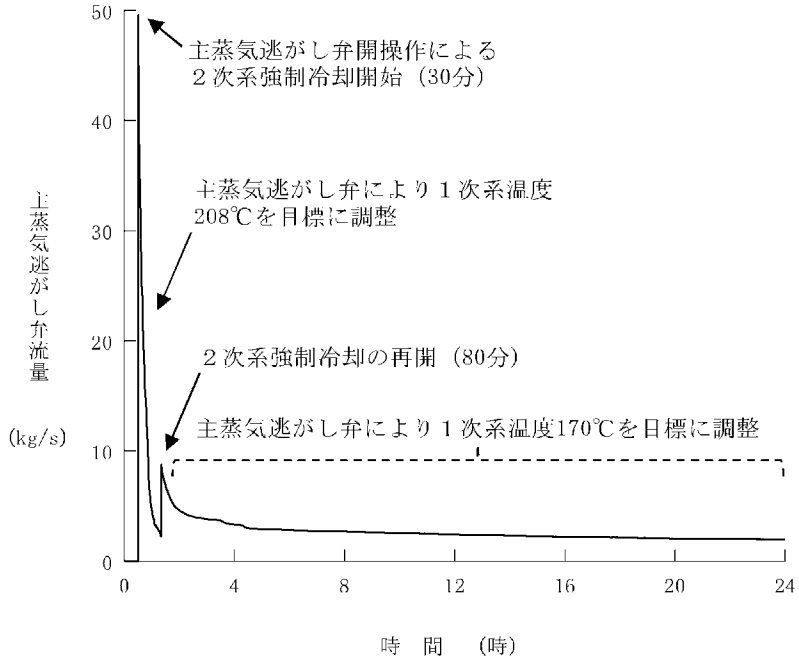
第 7.1.2.17 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



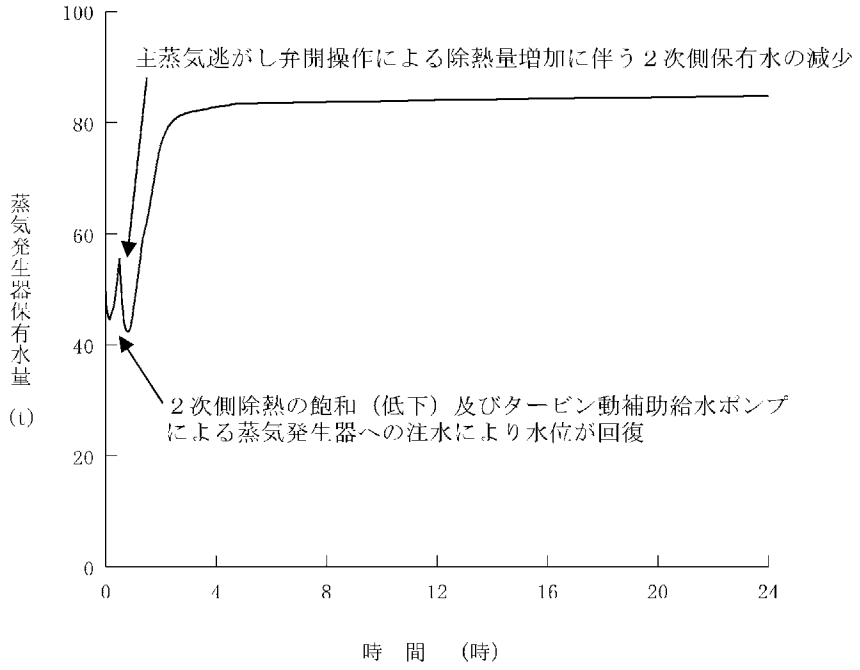
第 7.1.2.18 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



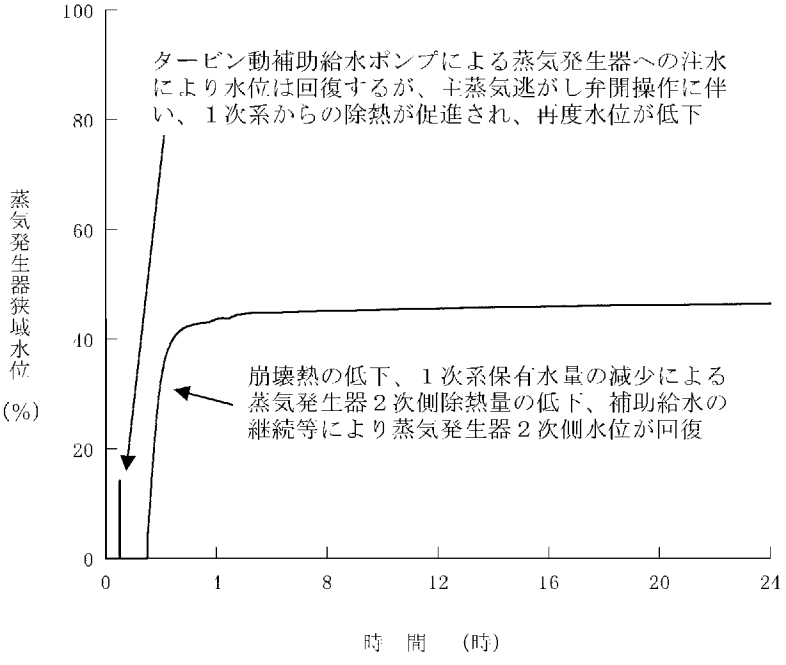
第 7.1.2.19 図　２次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



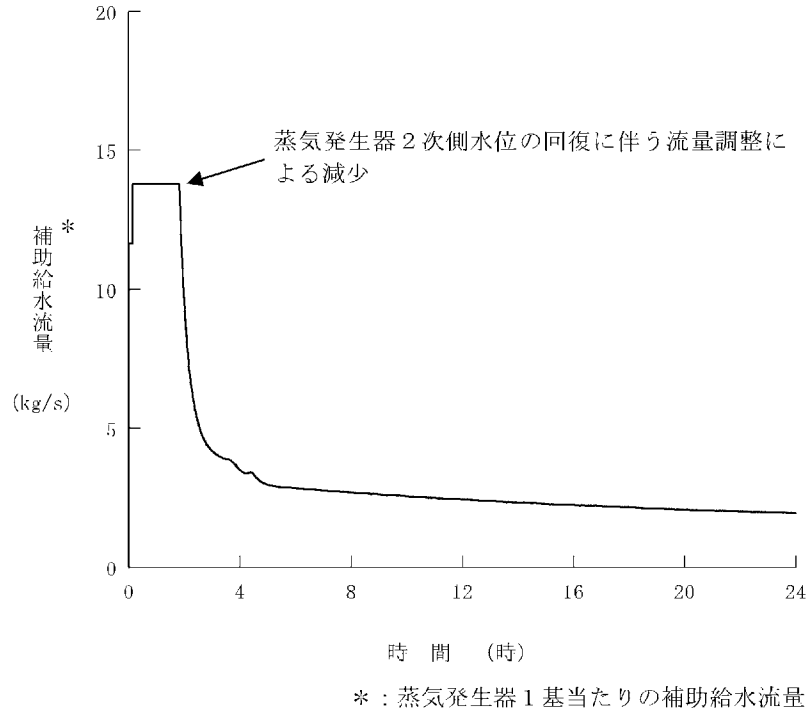
第 7.1.2.20 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



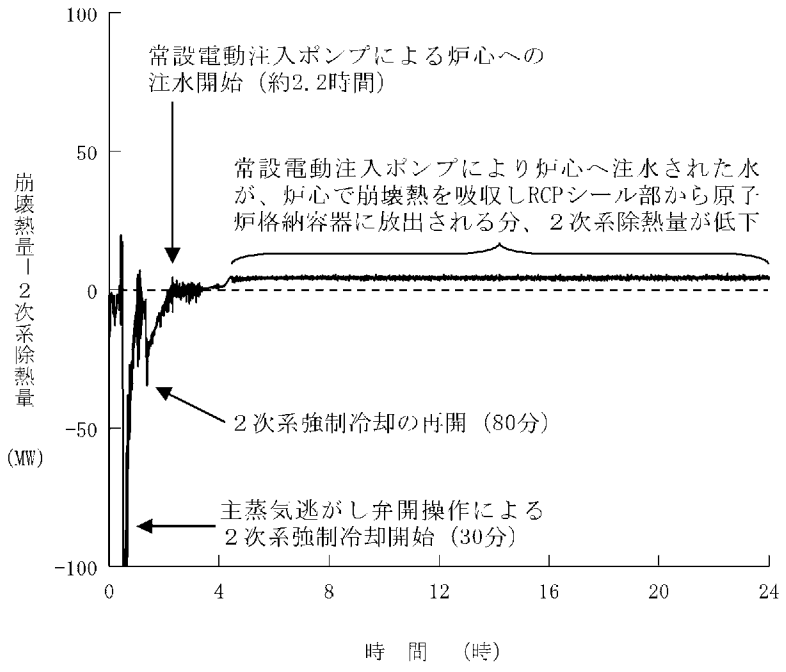
第 7.1.2.21 図　蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



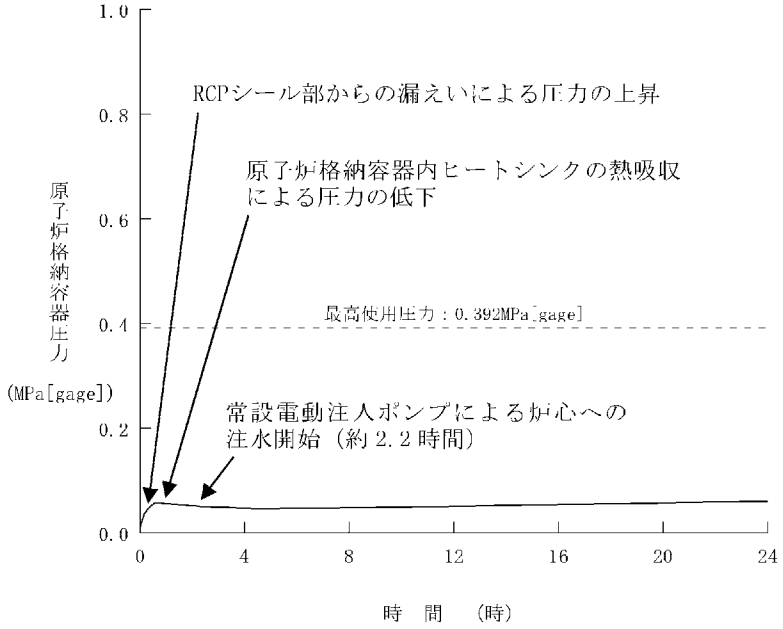
第 7.1.2.22 図　蒸気発生器狭域水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



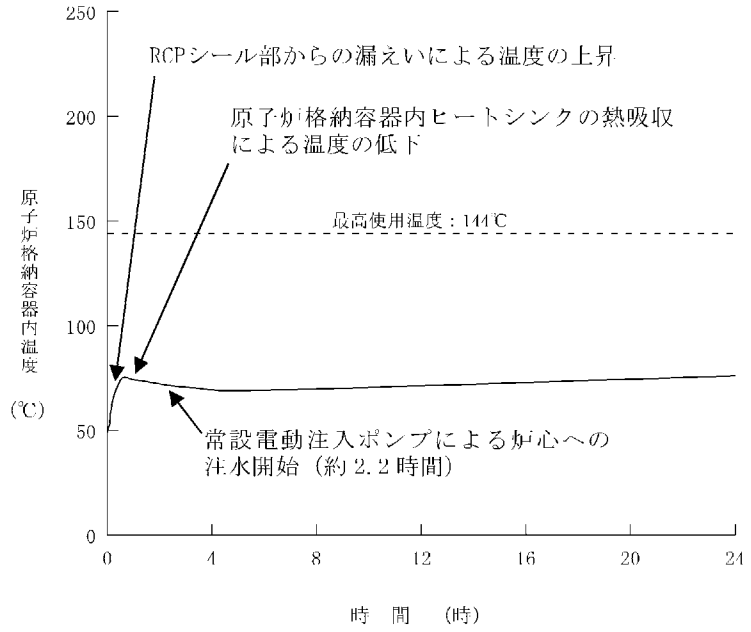
第 7.1.2.23 図　補助給水流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



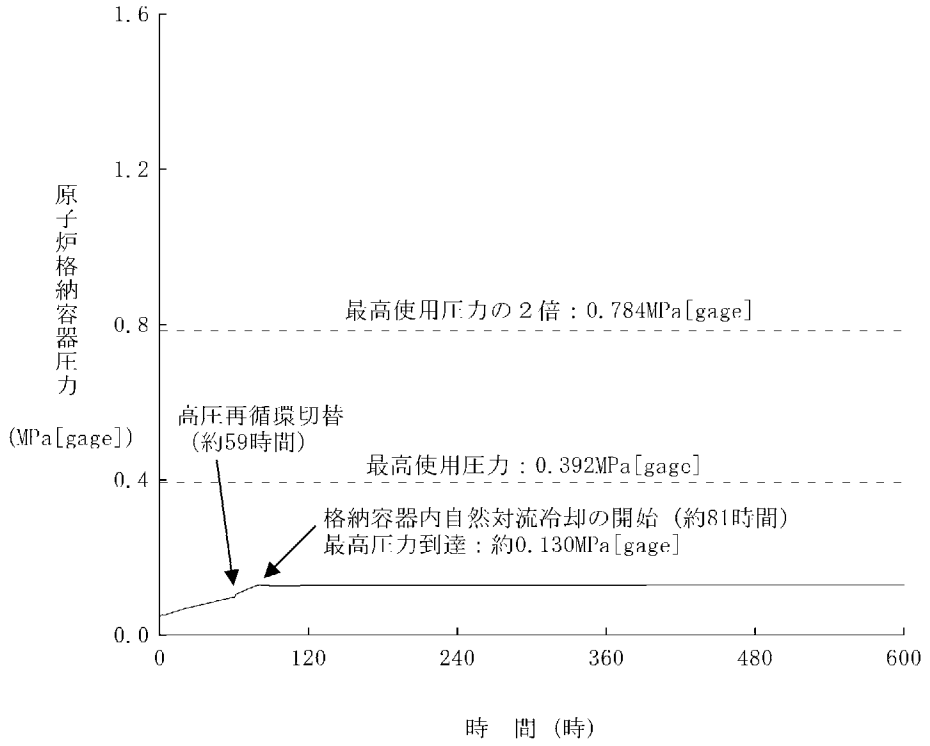
第 7.1.2.24 図　崩壊熱量と２次系除熱量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



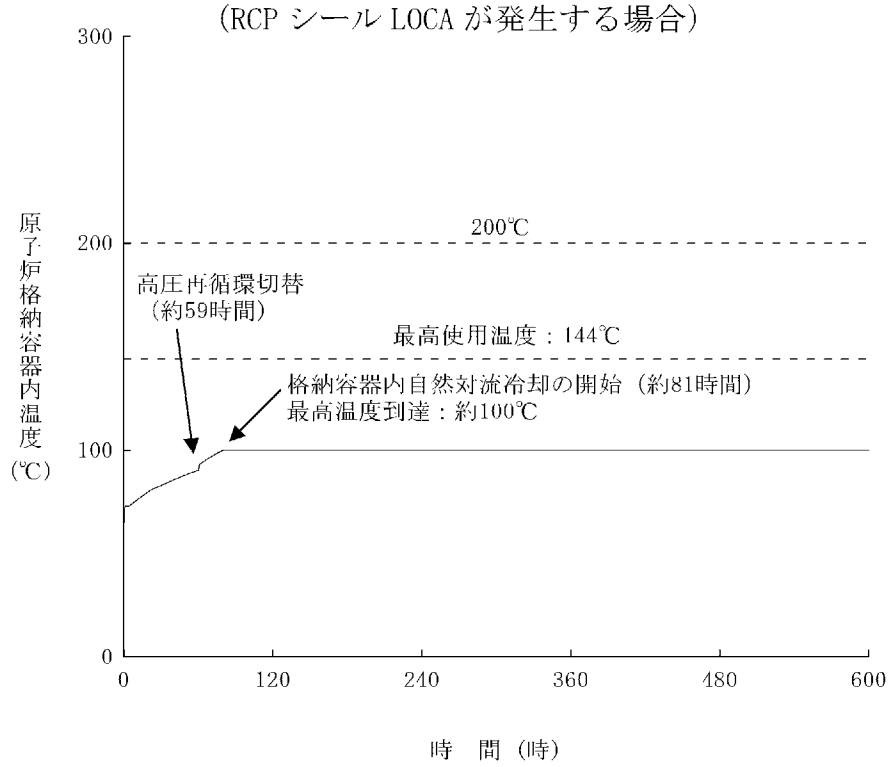
第 7.1.2.25 図　原子炉格納容器圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



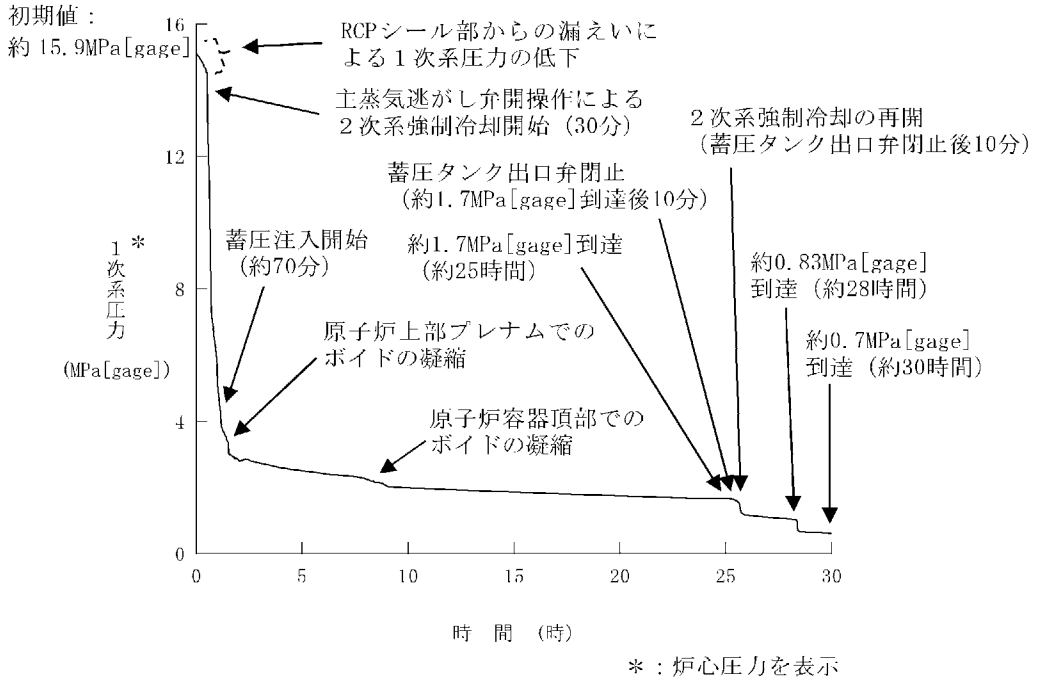
第 7.1.2.26 図　原子炉格納容器内温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）



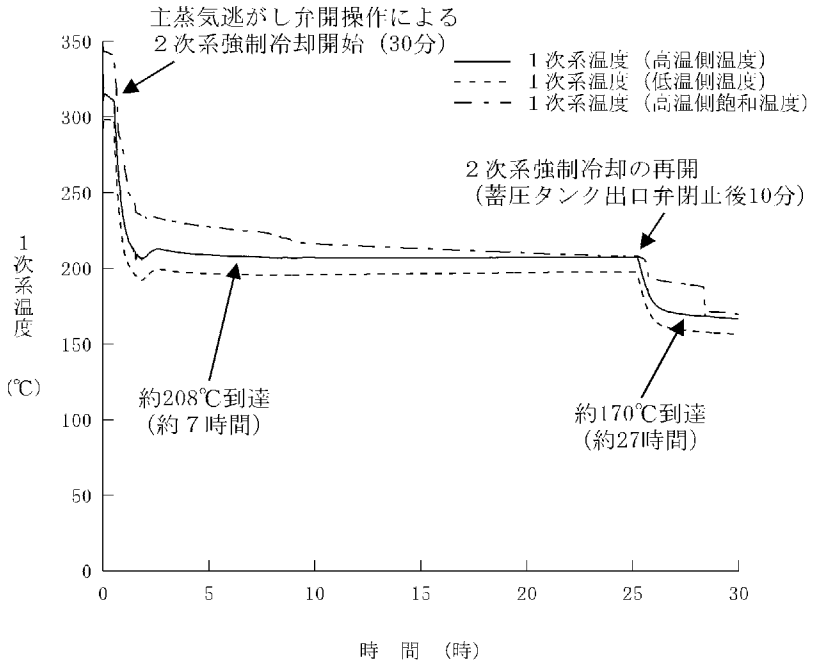
第 7.1.2.27 図　原子炉格納容器圧力の長期間の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



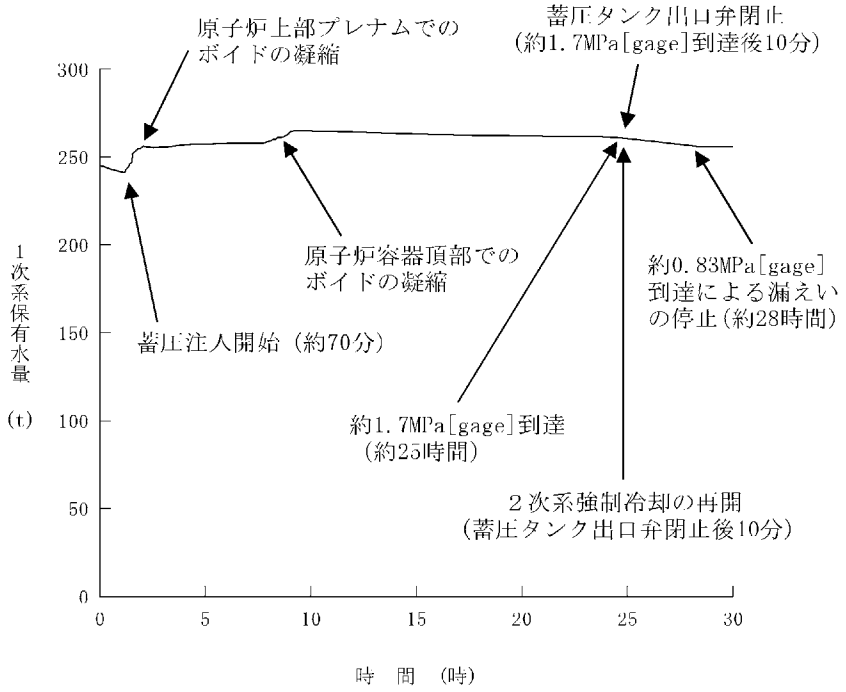
第 7.1.2.28 図　原子炉格納容器内温度の長期間の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



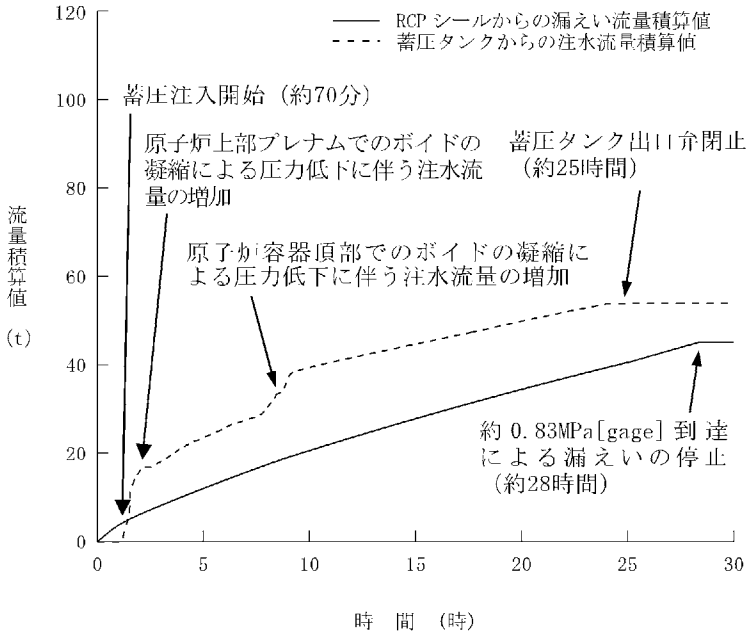
第 7.1.2.29 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



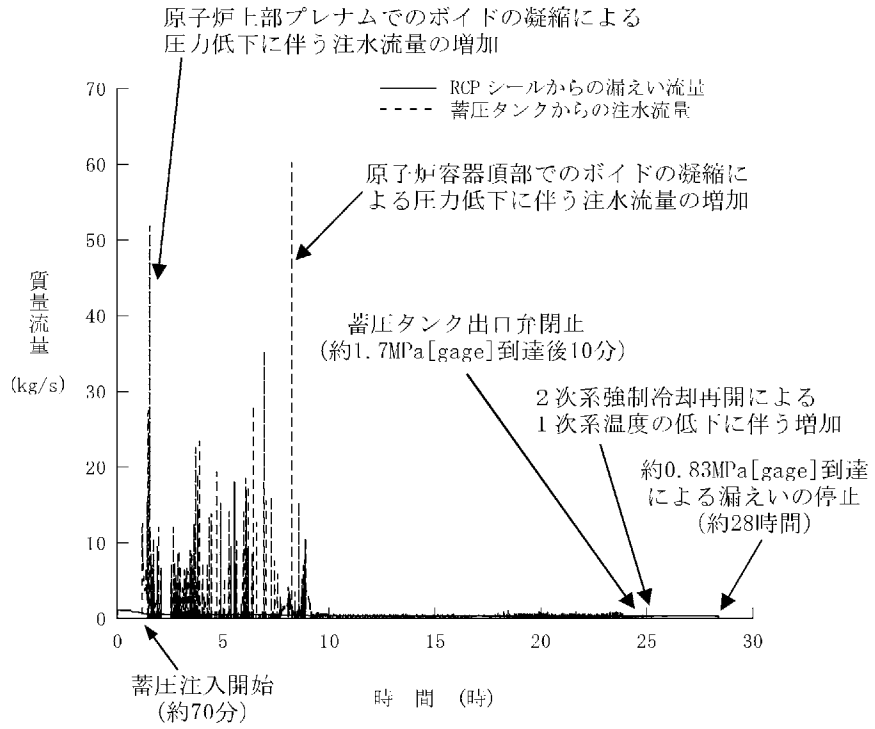
第 7.1.2.30 図　１次系温度の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



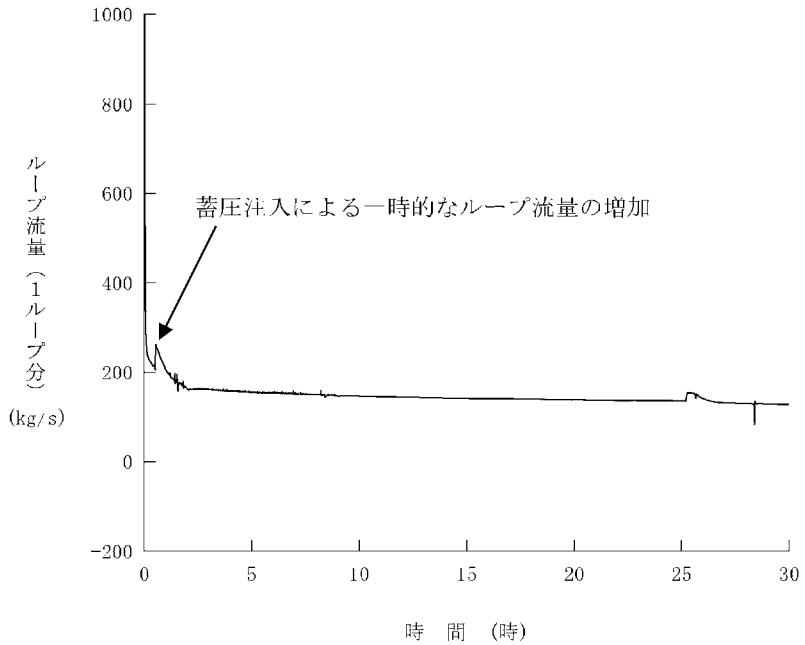
第 7.1.2.31 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



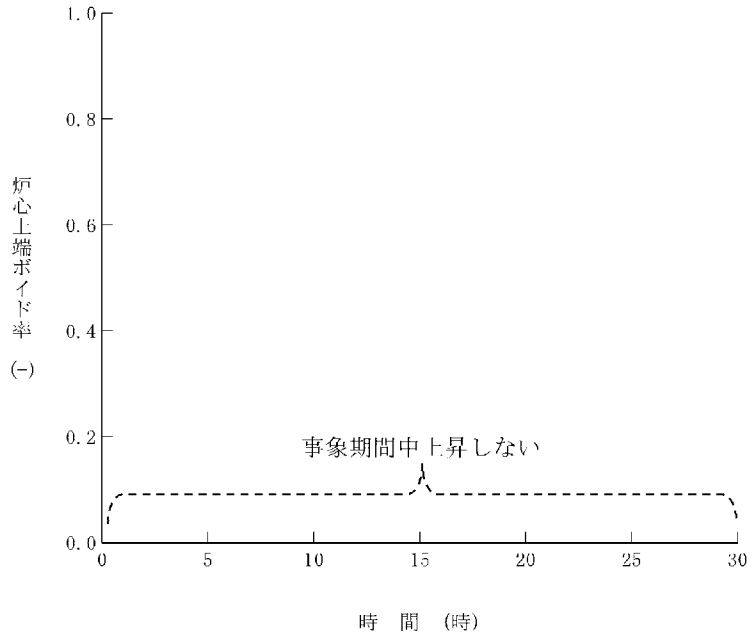
第 7.1.2.32 図　漏えい流量と注水流量の積算値の推移
（RCP シール LOCA が発生しない場合）



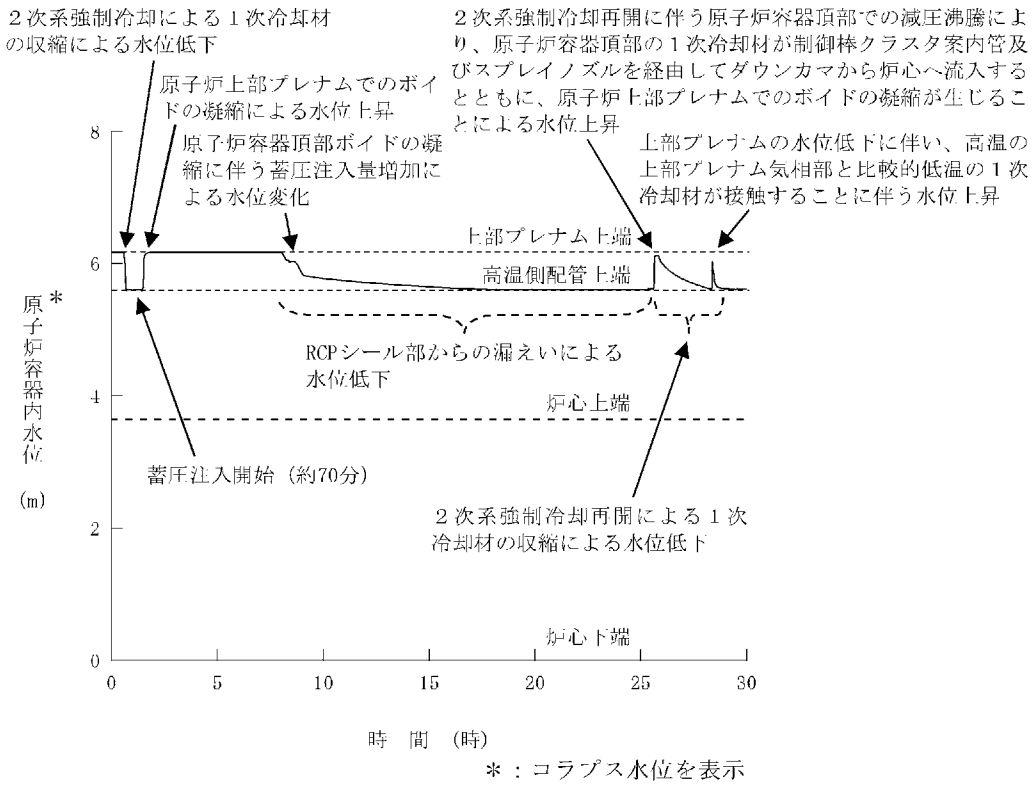
第 7.1.2.33 図　漏えい流量と注水流量の推移
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



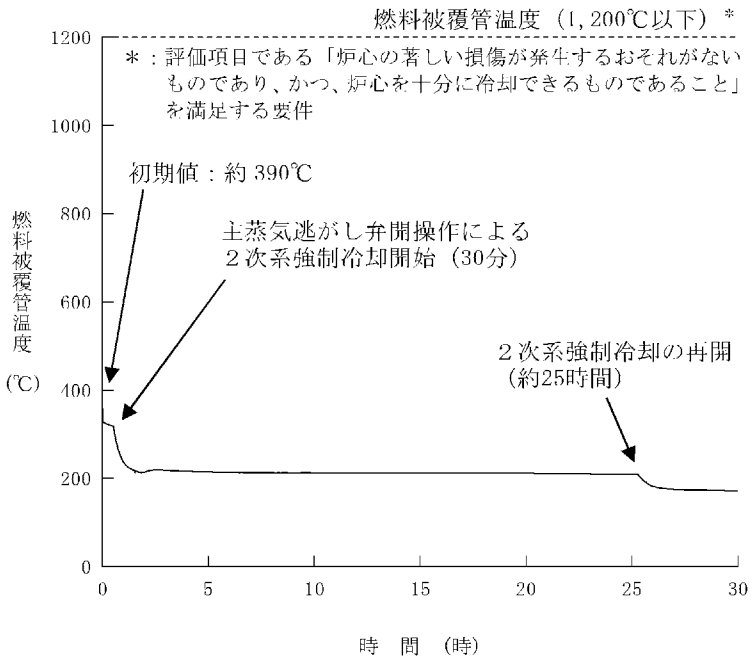
第 7.1.2.34 図　１次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



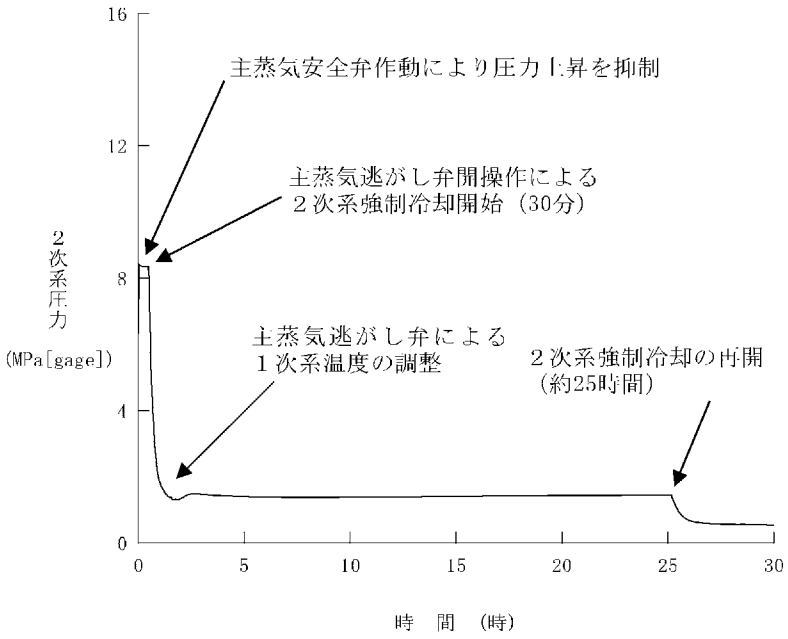
第 7.1.2.35 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



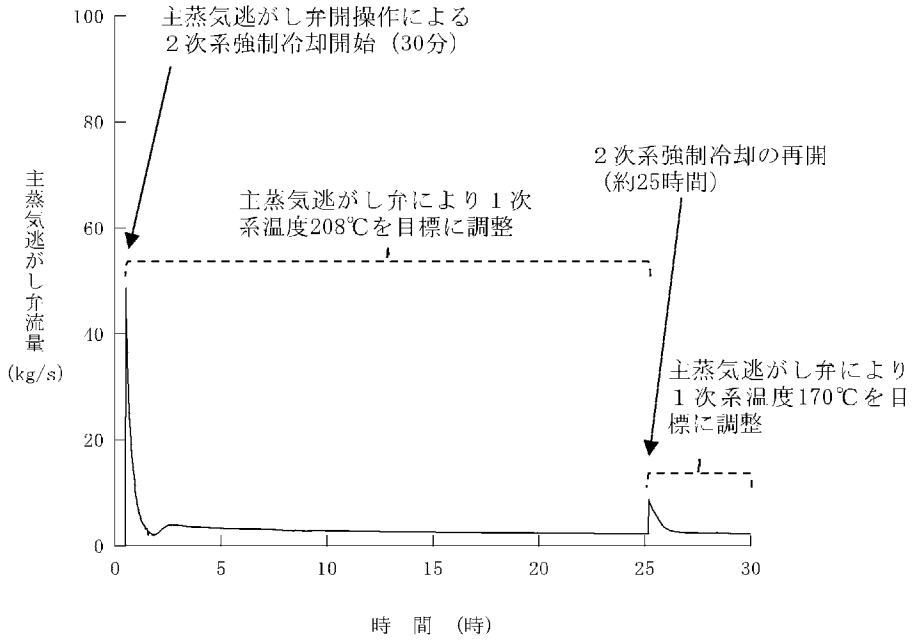
第 7.1.2.36 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



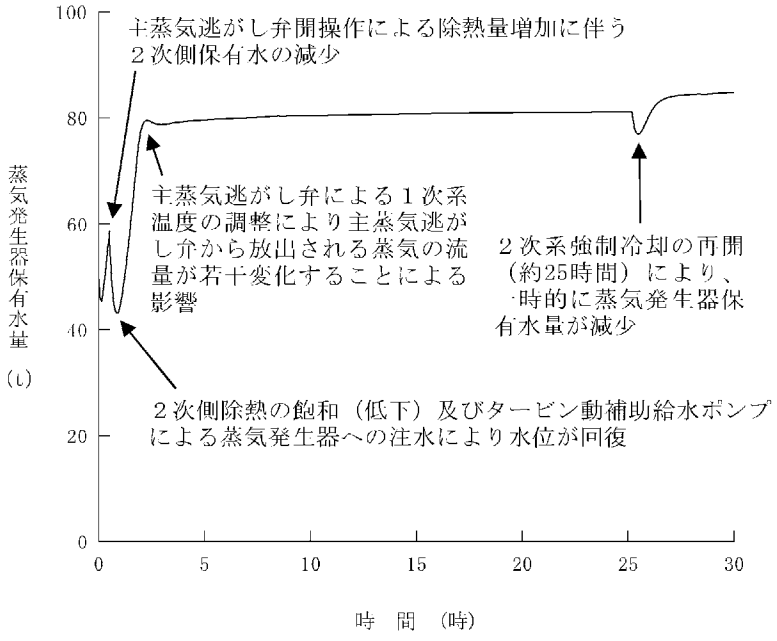
第 7.1.2.37 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



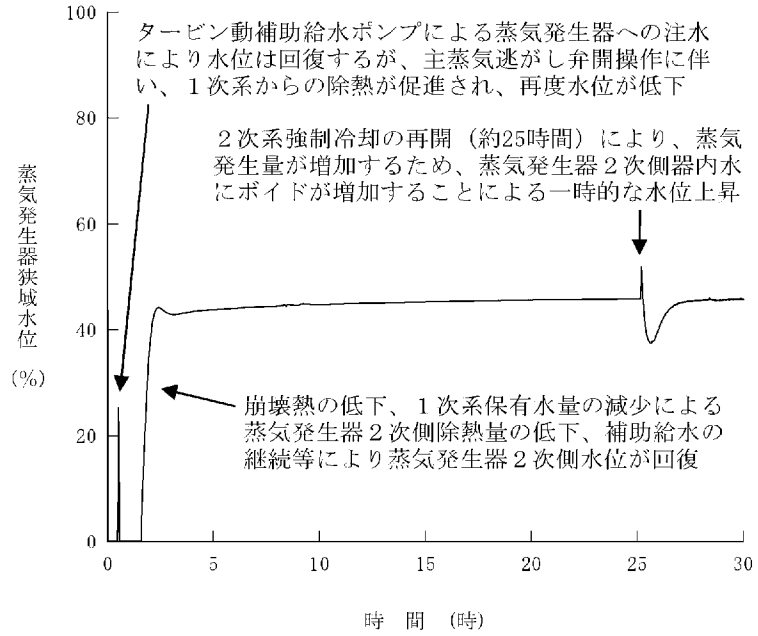
第 7.1.2.38 図　２次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



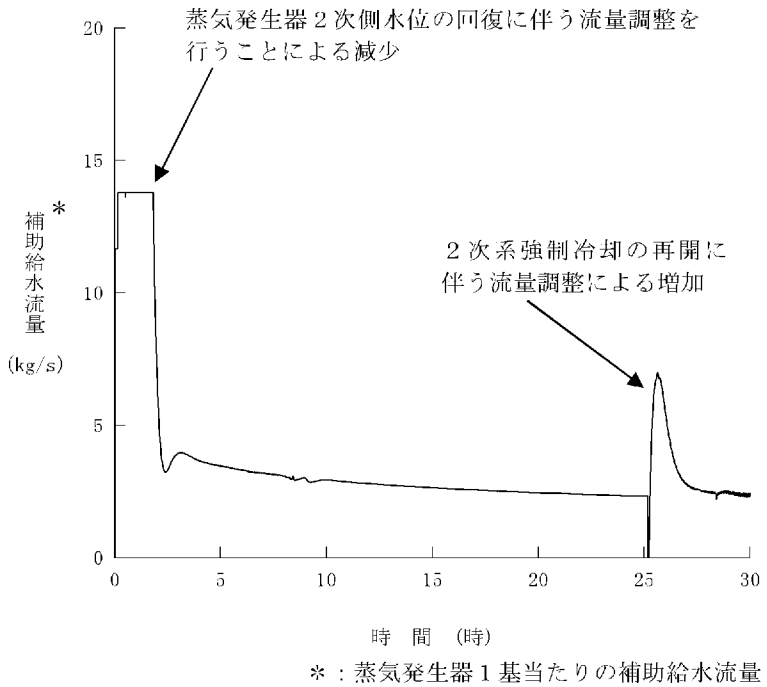
第 7.1.2.39 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



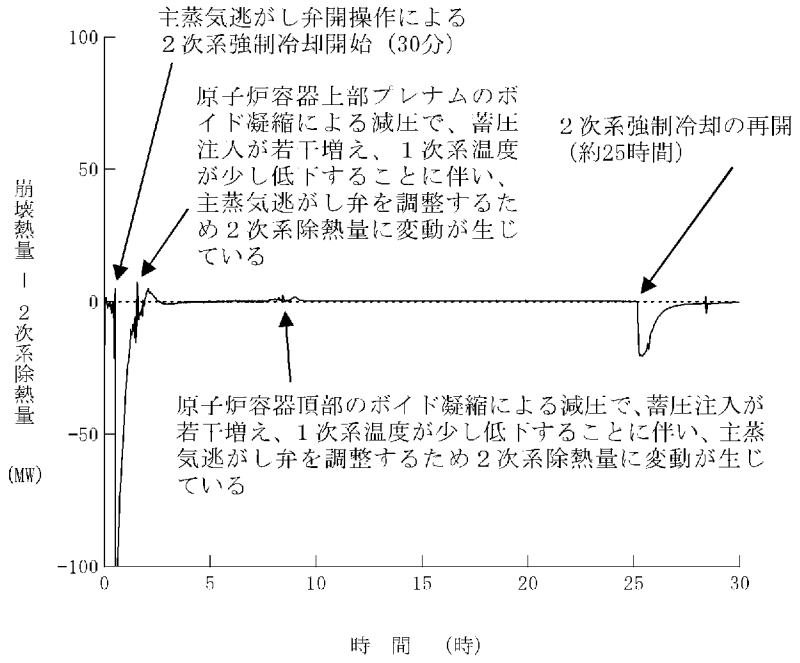
第 7.1.2.40 図　蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



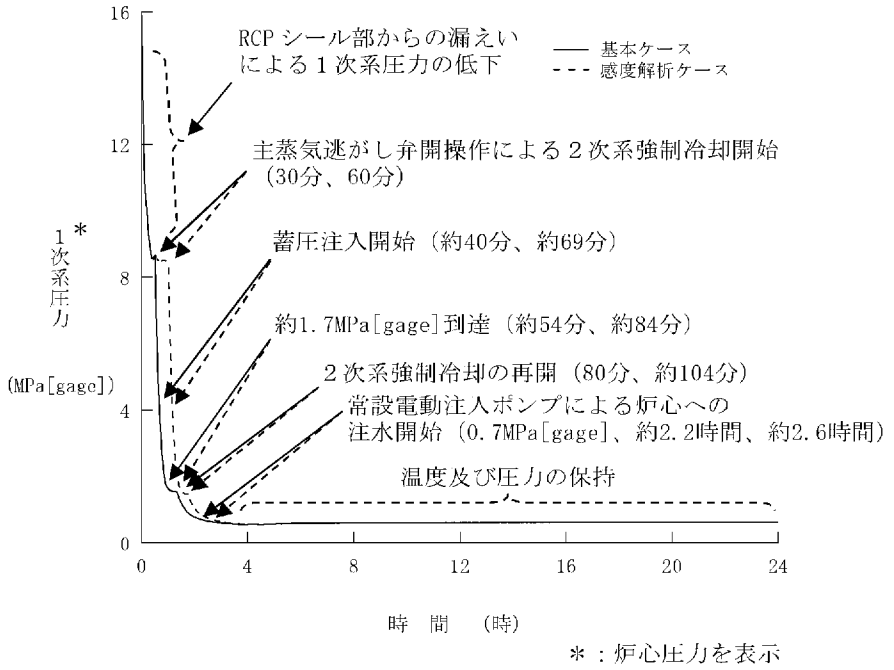
第 7.1.2.41 図　蒸気発生器狭域水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



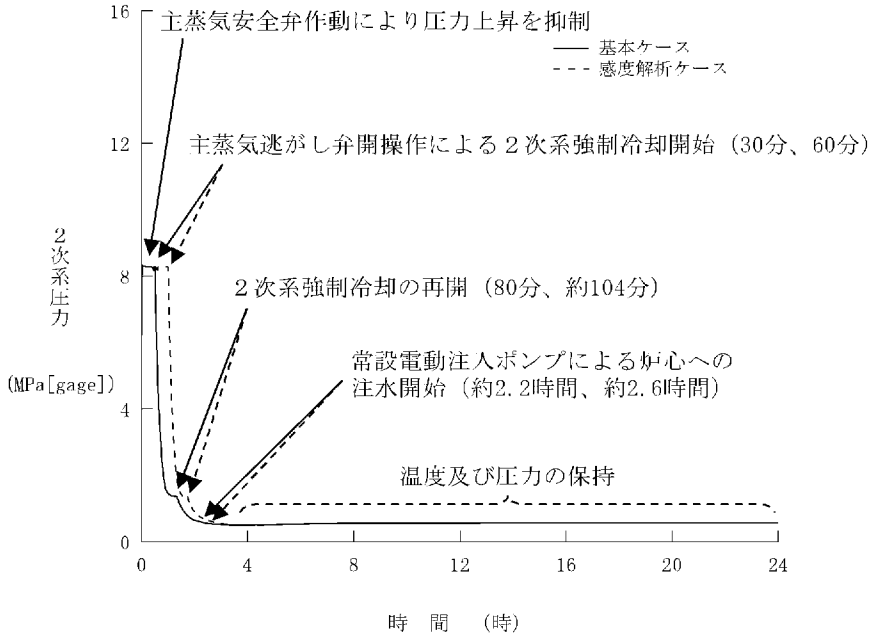
第 7.1.2.42 図　補助給水流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



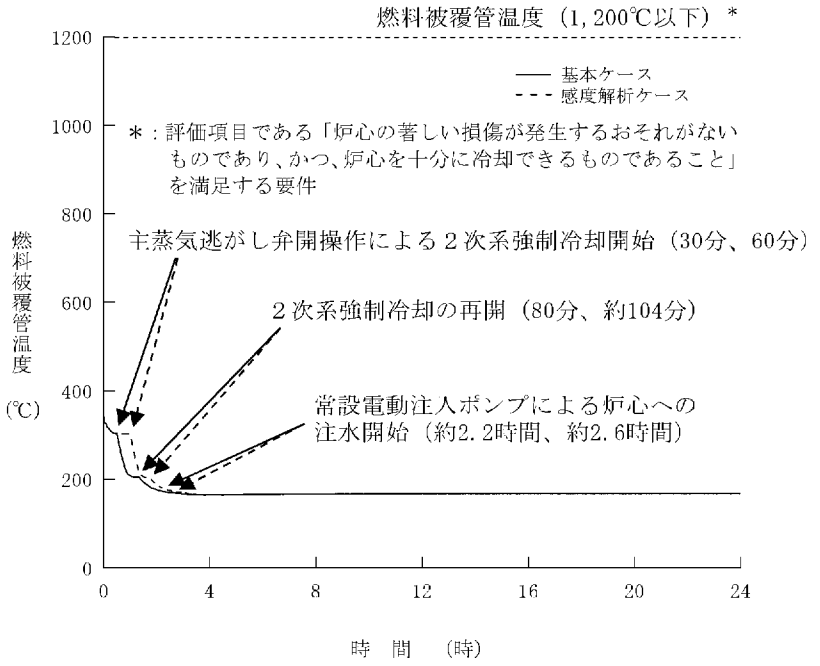
第 7.1.2.43 図　崩壊熱量と２次系除熱量の推移
（RCP シール LOCA が発生しない場合）



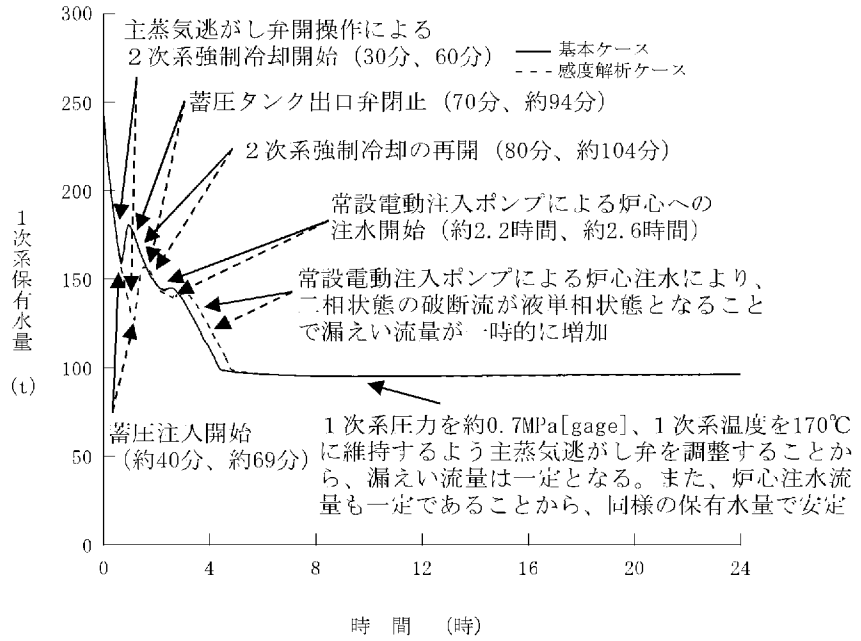
第 7.1.2.44 図　１次系圧力の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



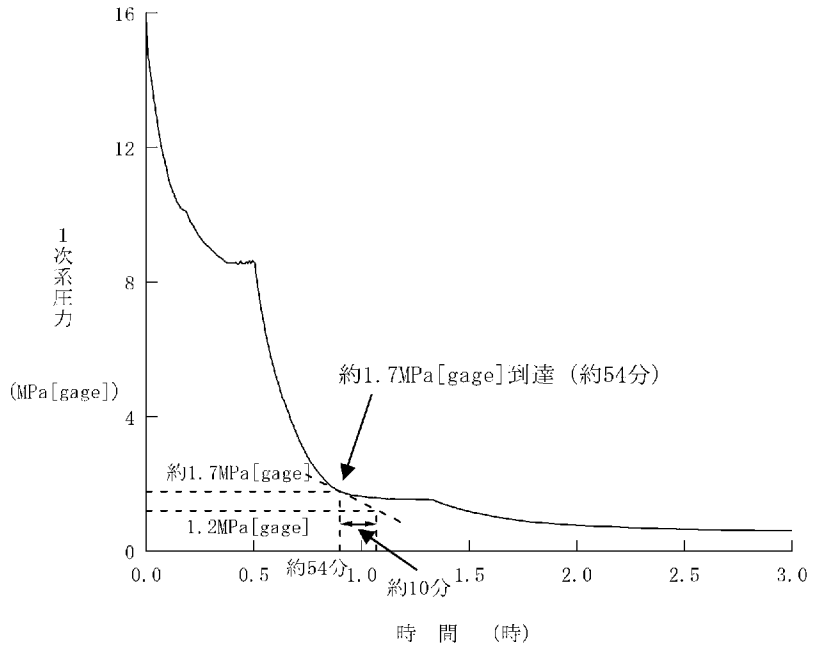
第 7.1.2.45 図　２次系圧力の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



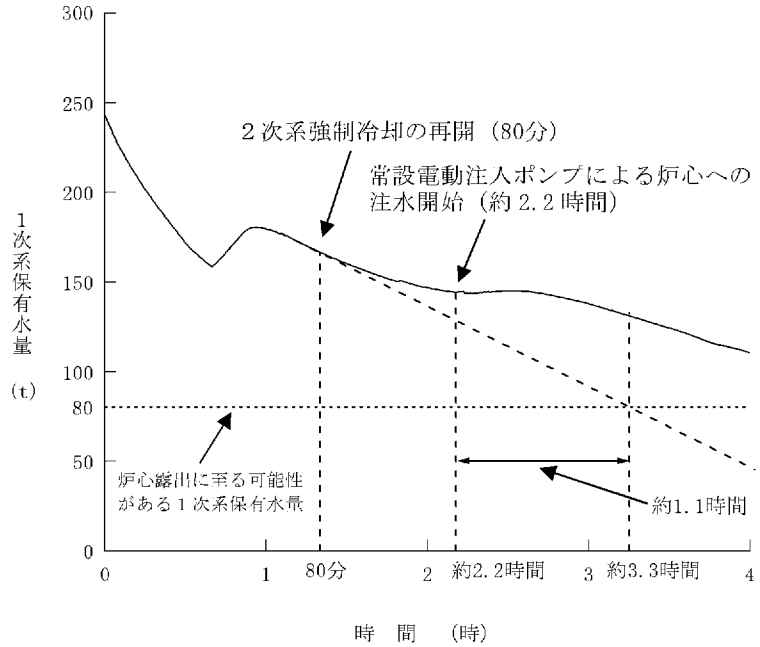
第 7.1.2.46 図　燃料被覆管温度の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



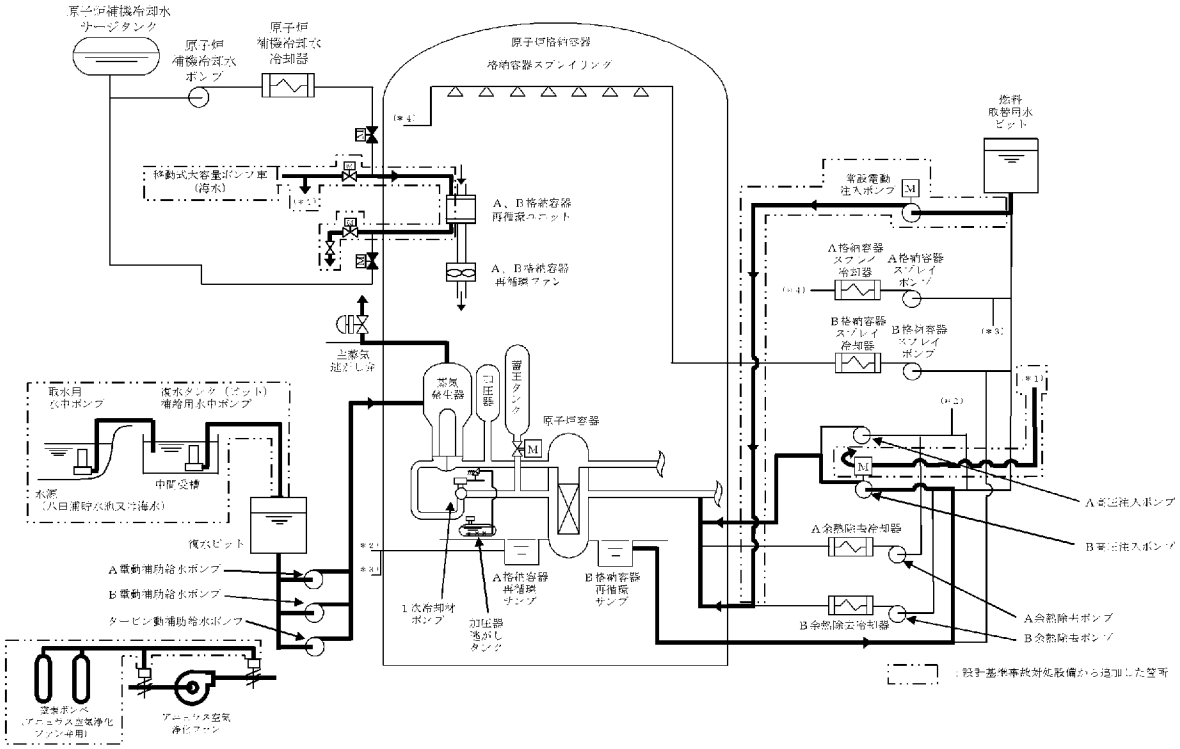
第 7.1.2.47 図　１次系保有水量の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



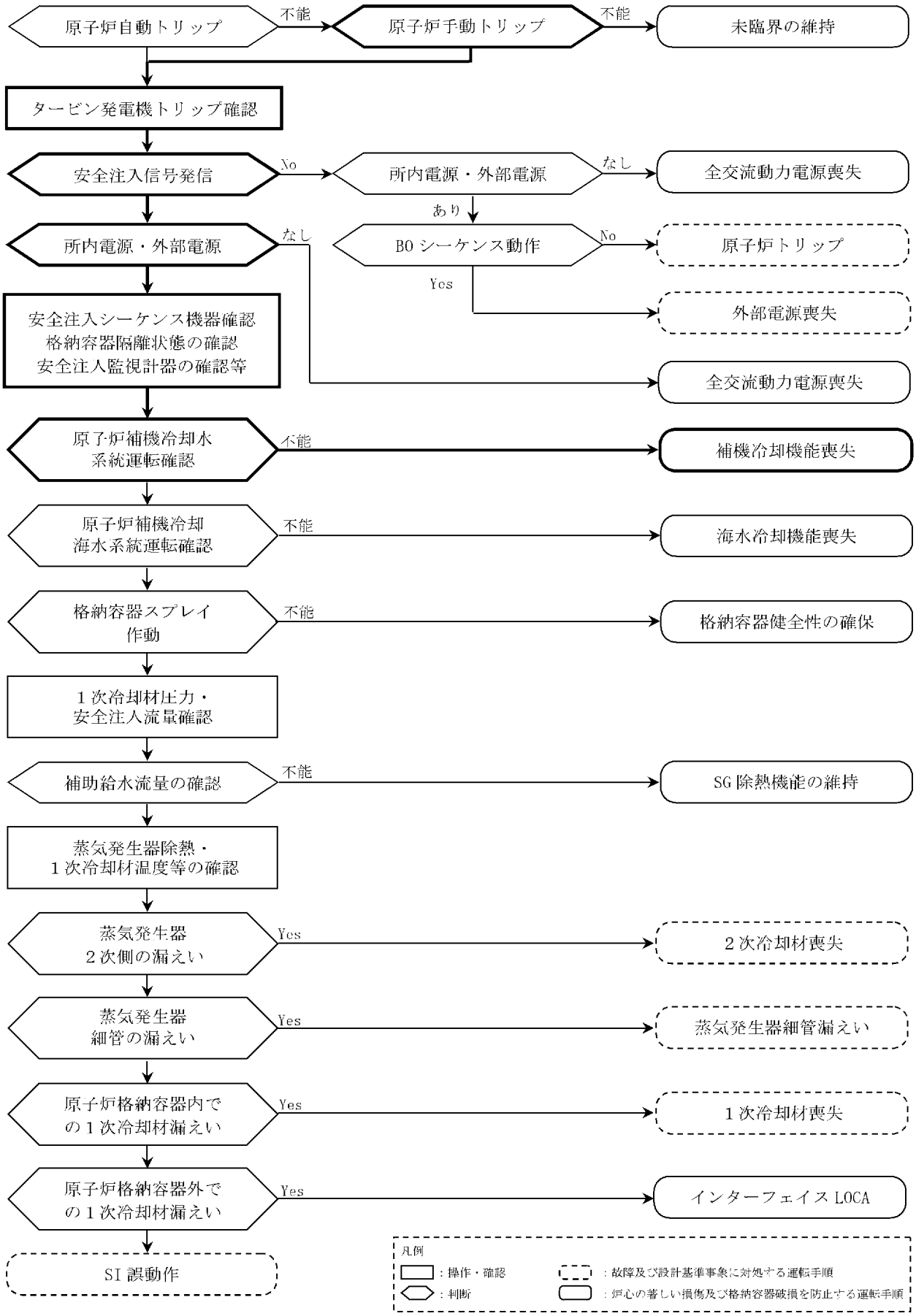
第 7.1.2.48 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
（蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認）



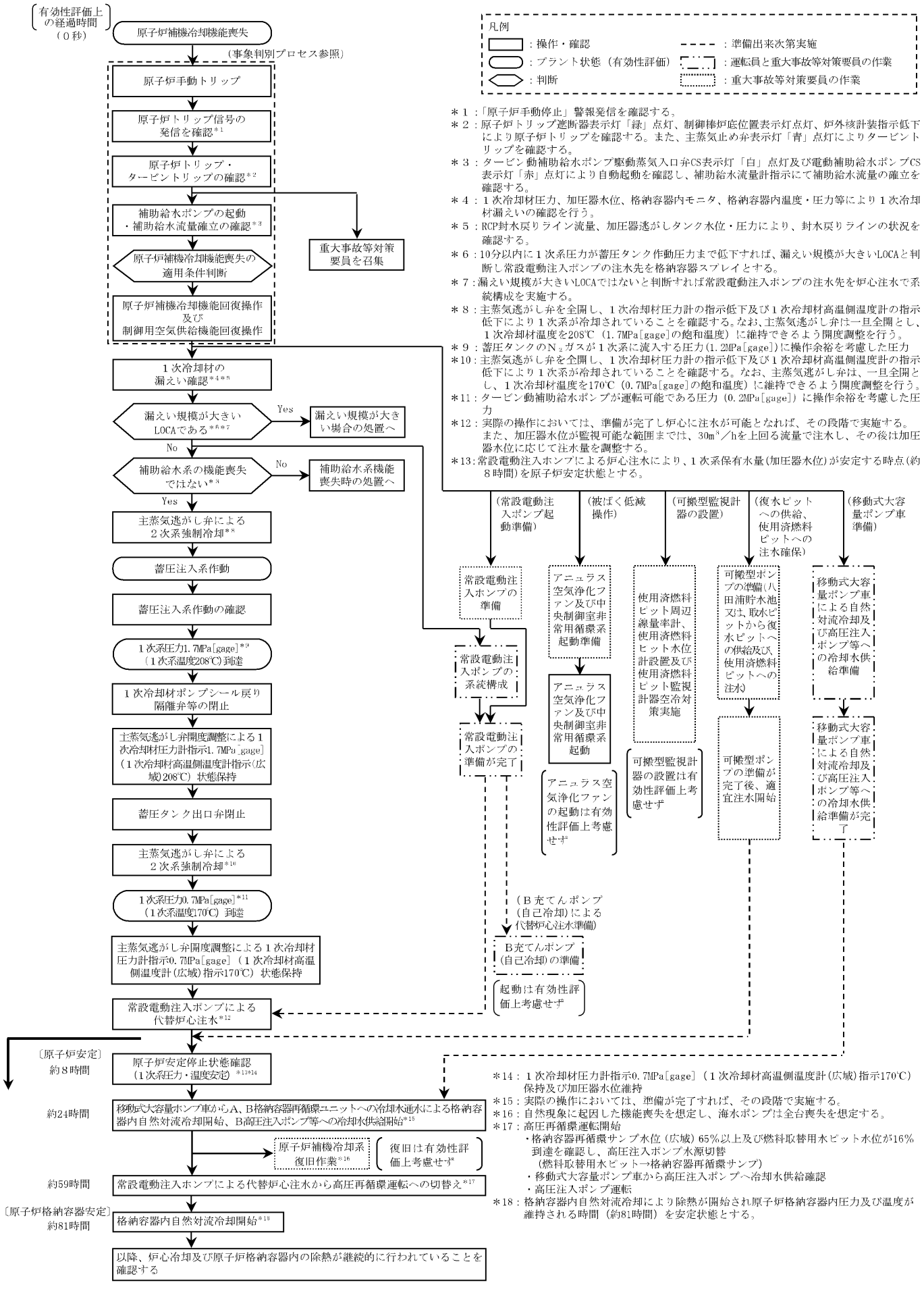
第 7.1.2.49 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
（代替炉心注水操作時間余裕確認）



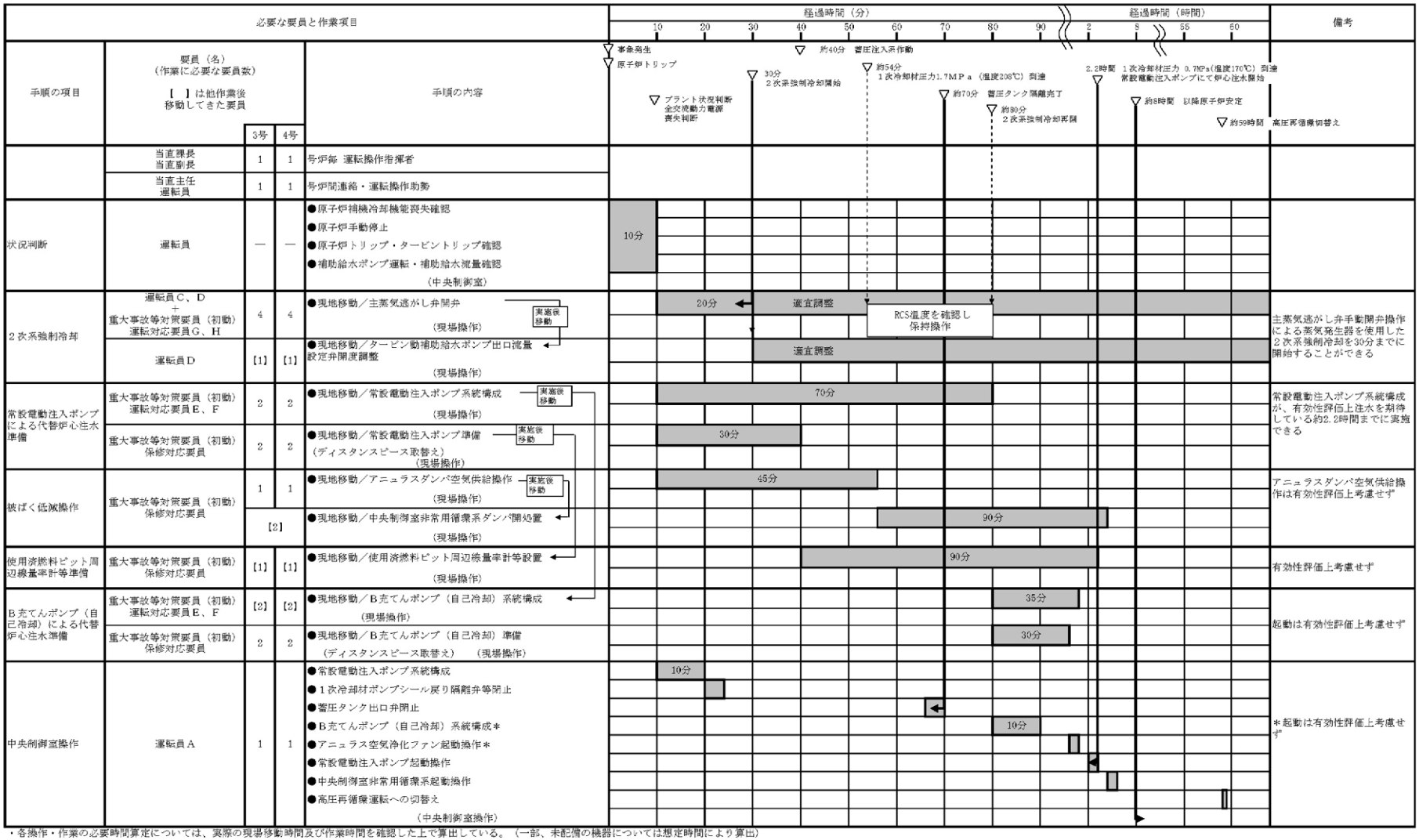
第 7.1.3.1 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.3.2 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）

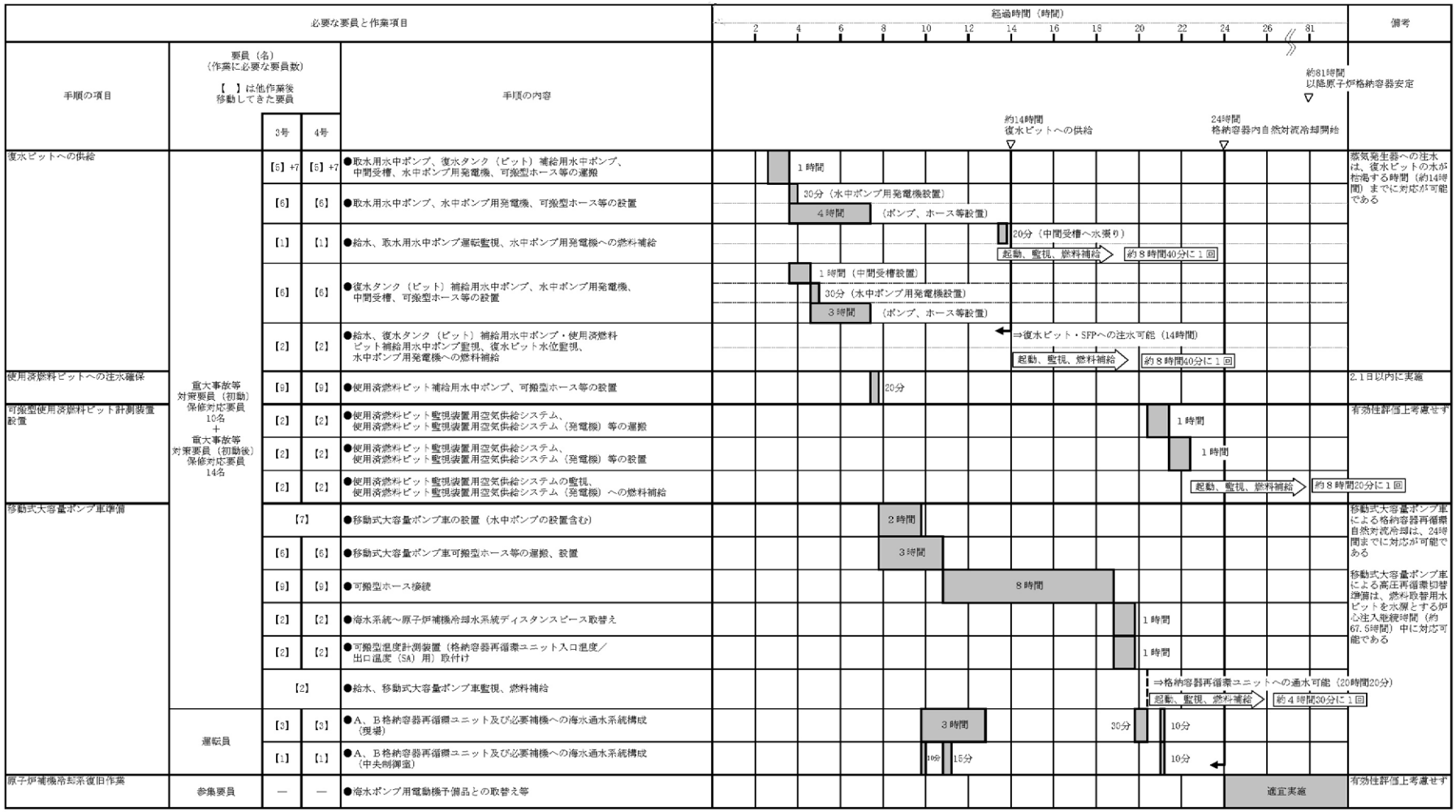


第 7.1.3.3 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要



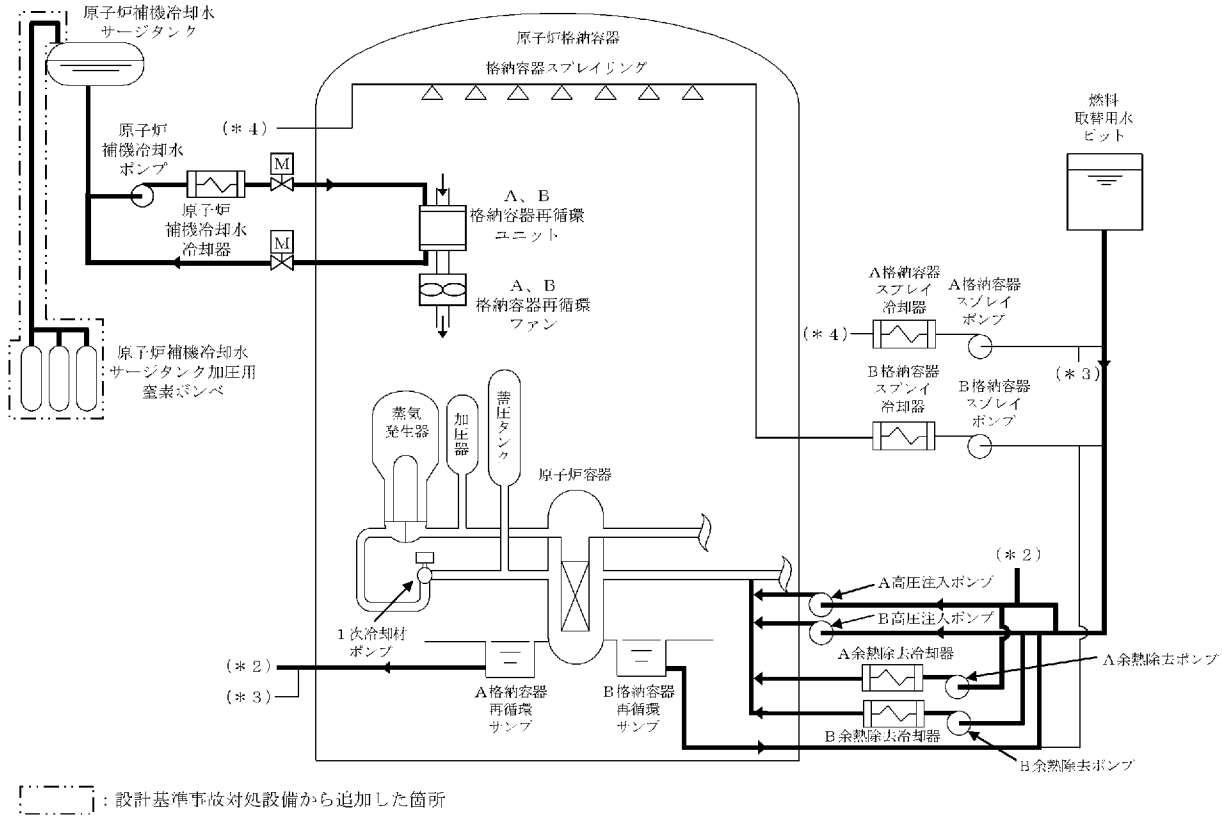
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第7.1.3.4図　「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間（1／2）

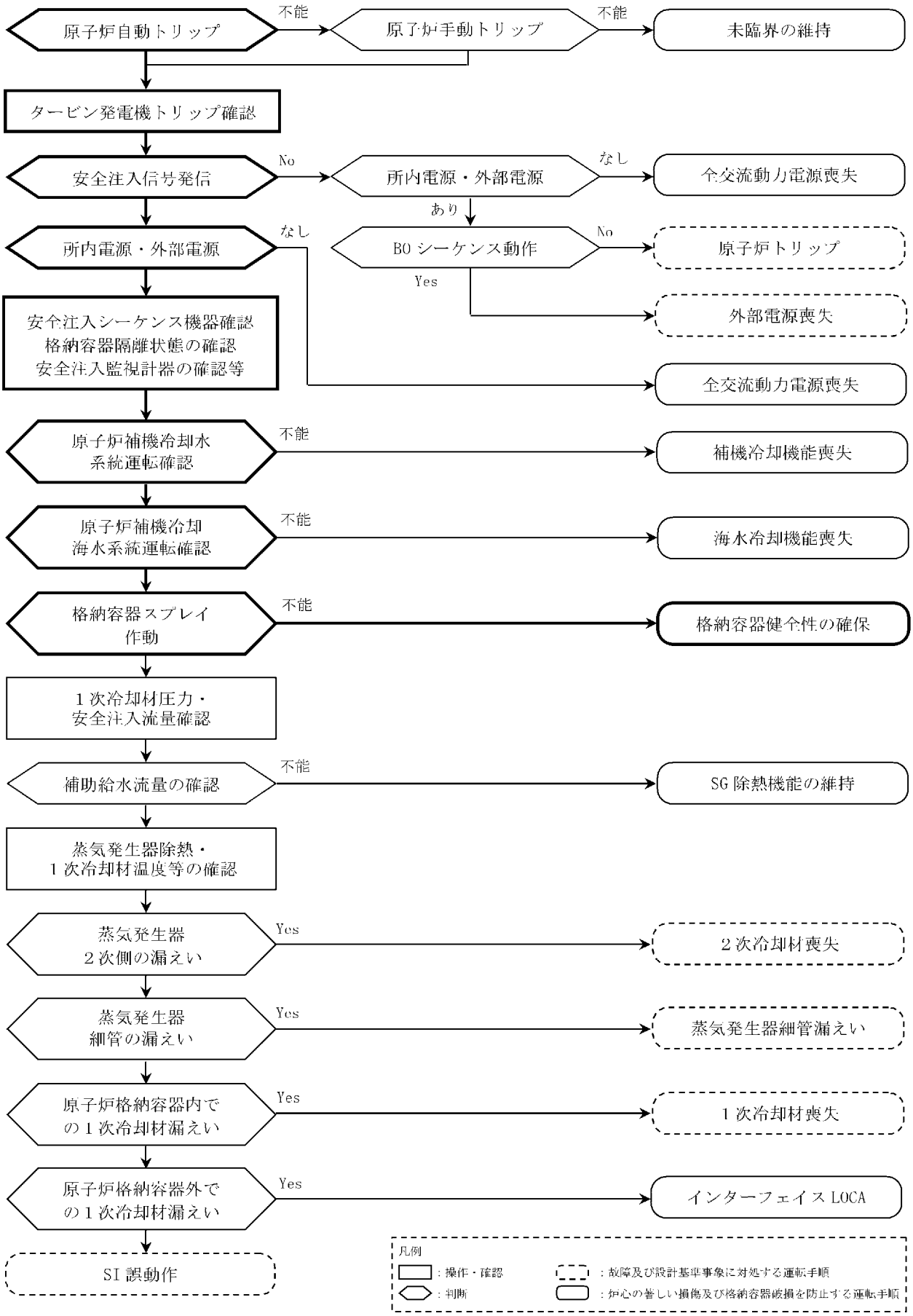


・燃料補給間隔は発電機等定格負荷運続運転時の目安時間を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）、換気設備準備対応者：6名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち6名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

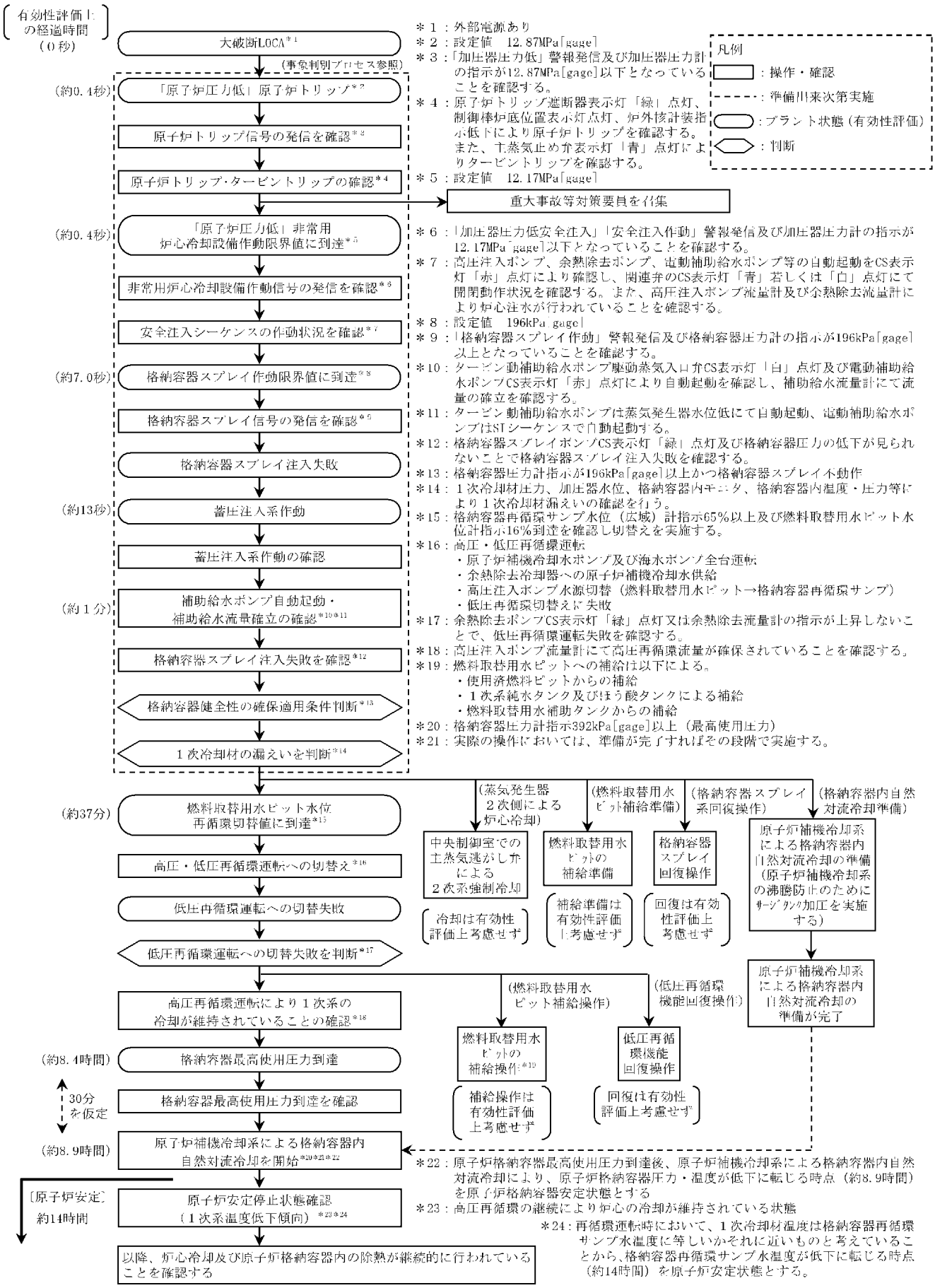
第7.1.3.4図　「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間（2／2）



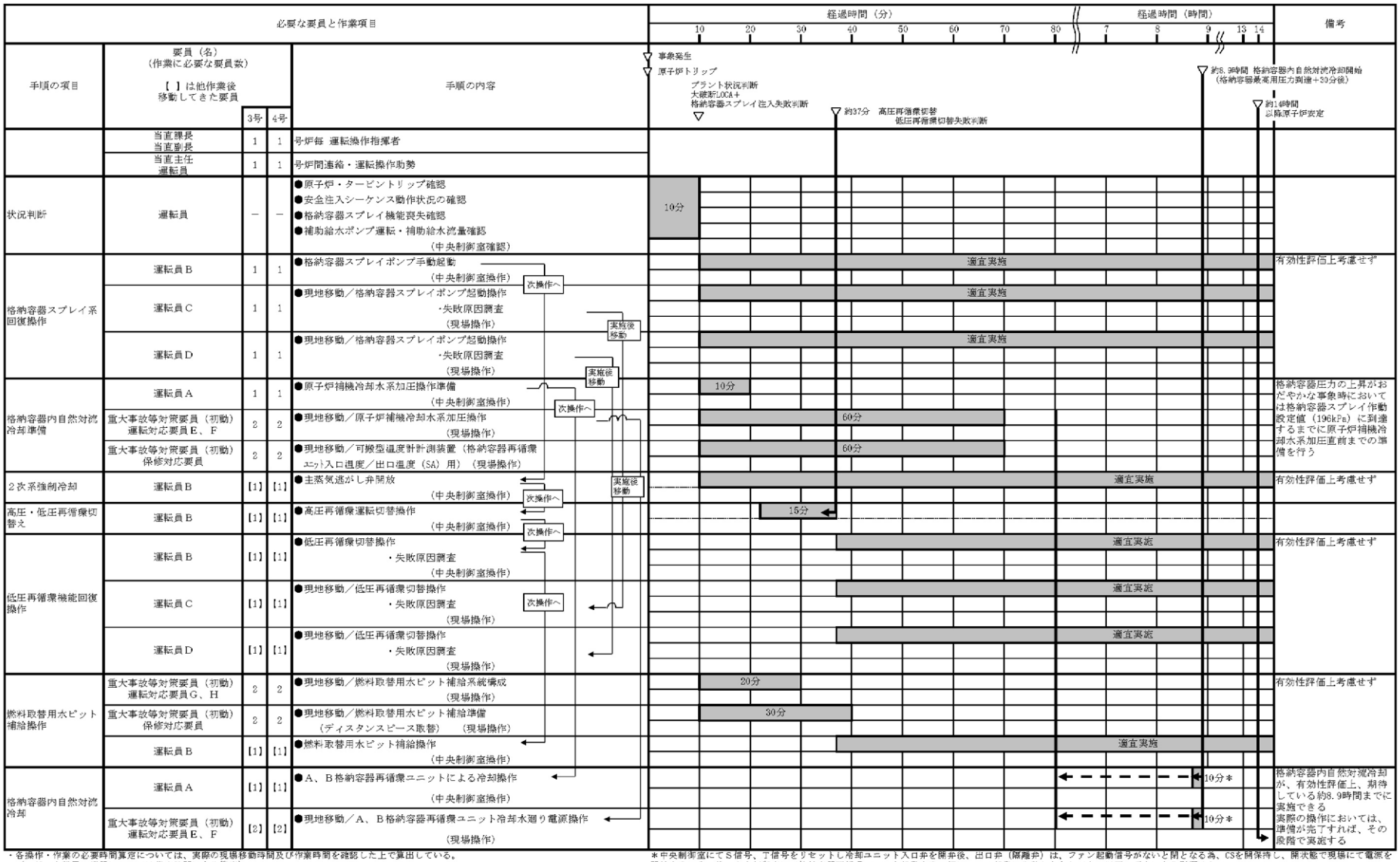
第 7.1.4.1 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.4.2 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



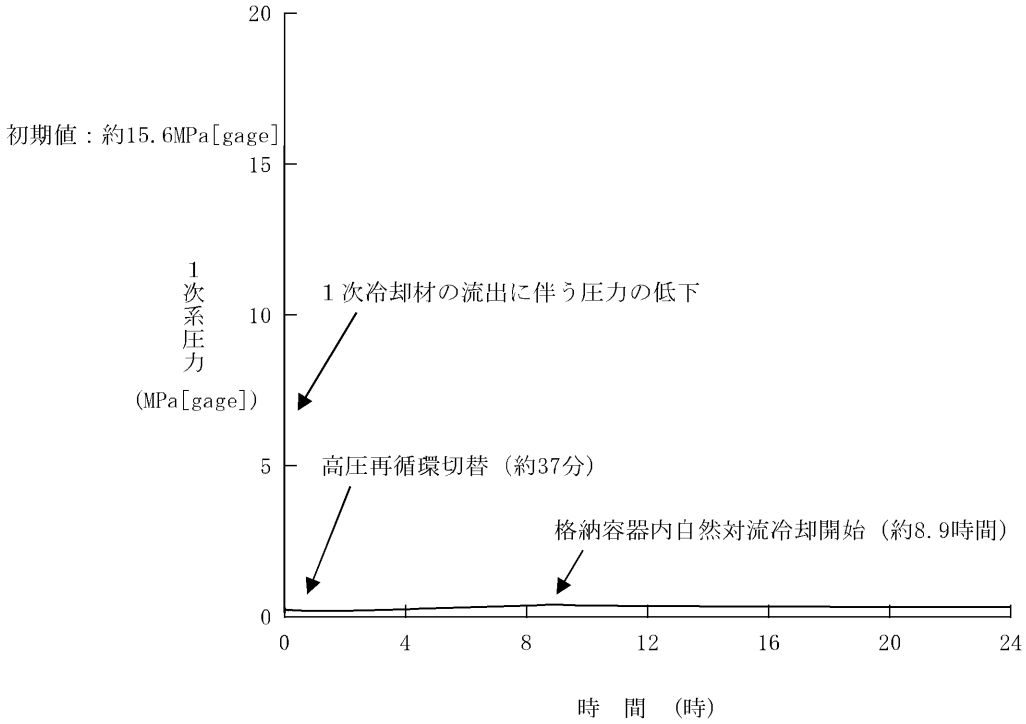
第7.1.4.3図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）



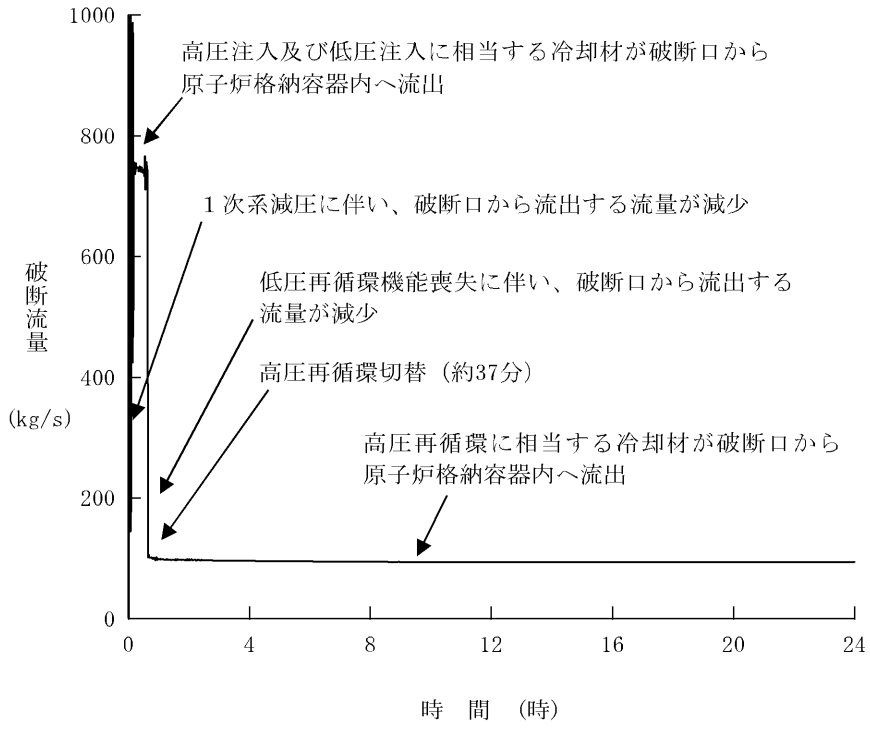
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
（一部、未設置の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

＊中央制御室にてS信号、T信号をリセットし冷却ユニット入口弁を開弁後、出口弁（隔離弁）は、ファン起動信号がないと閉となる為、CSを開保持し、開状態で現場にて電源を開放する。その後、中央制御室にて格納容器再循環ファンを起動する。仮にファン起動に失敗したとしても、以下の理由により影響はない。
・原子炉格納容器内の環境悪化により、モータ絶縁等が発生したとしても、保護継電器により遮断器が開放される。
・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却は阻害されない。（有効性評価上ファン運転は考慮せず）
・炉心が損傷した場合には、水素が発生することから、発火源ともなりうる格納容器再循環ファンの起動は行わない。

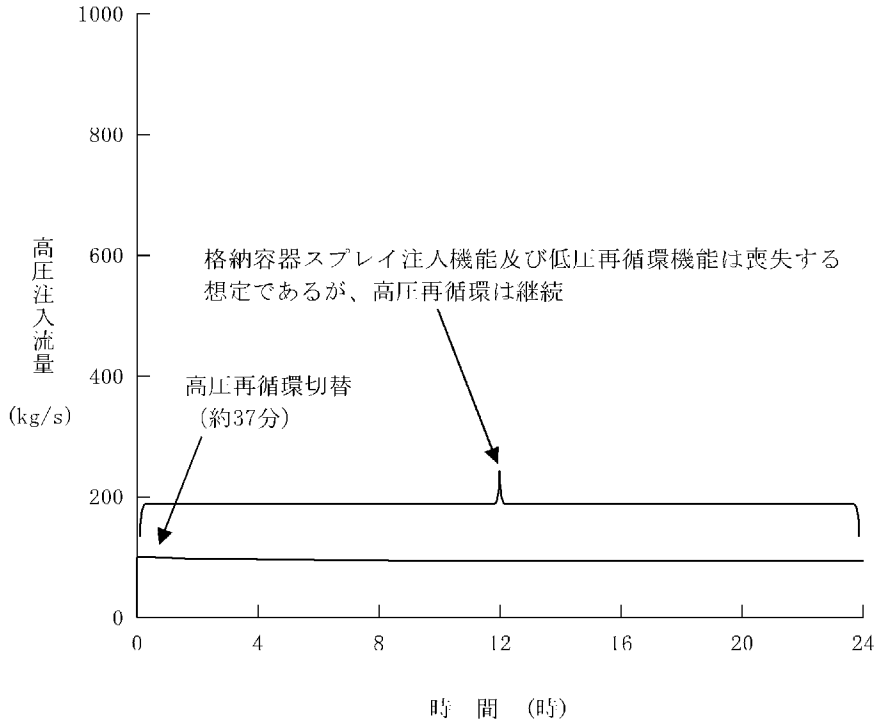
第 7.1.4.4 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間
(大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故)



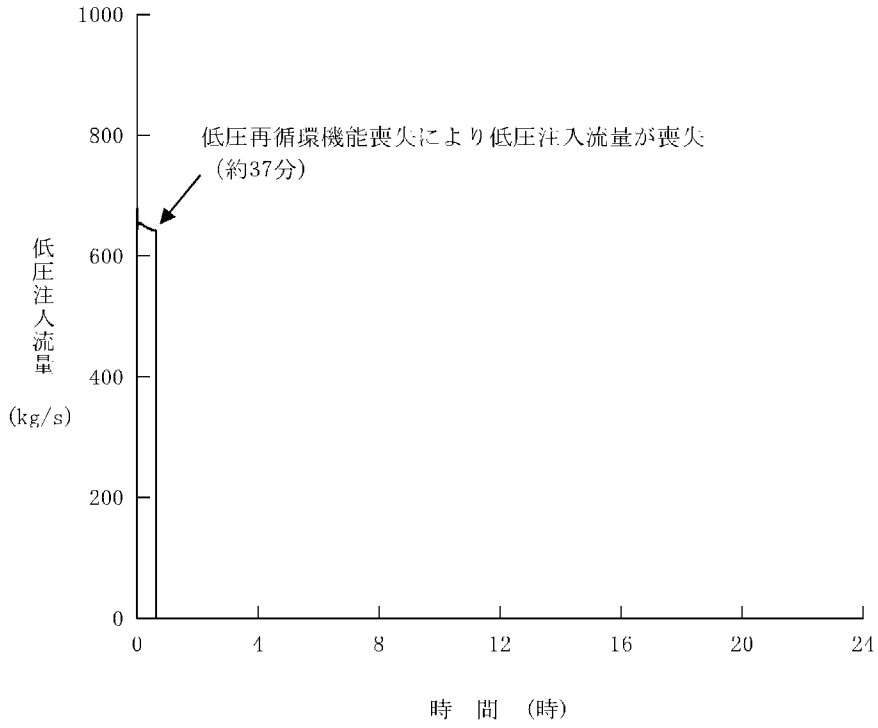
第 7.1.4.5 図　1 次系圧力の推移



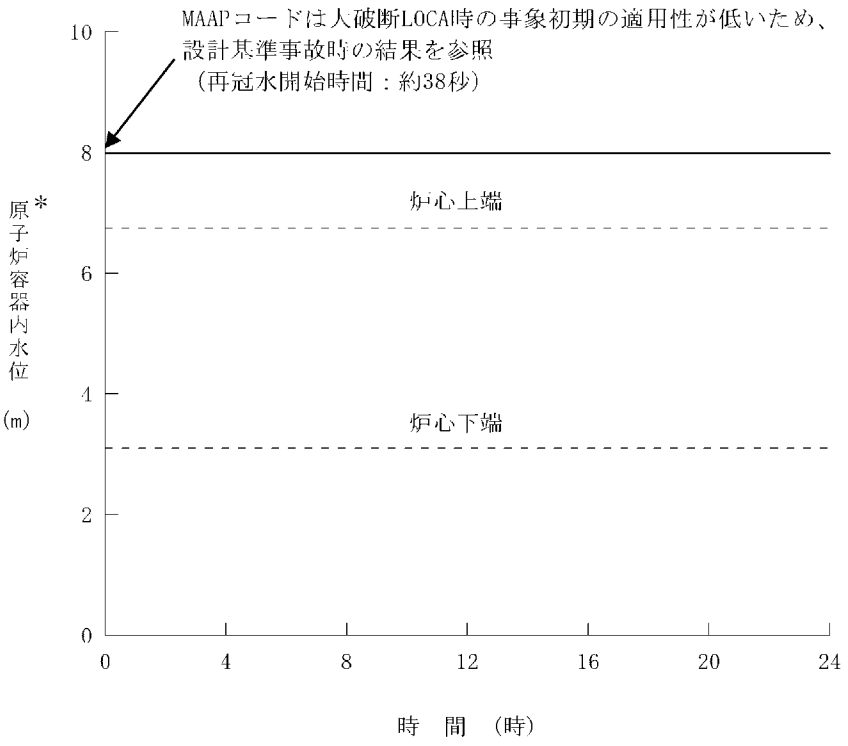
第 7.1.4.6 図　破断流量の推移



第 7.1.4.7 図　高圧注入流量の推移

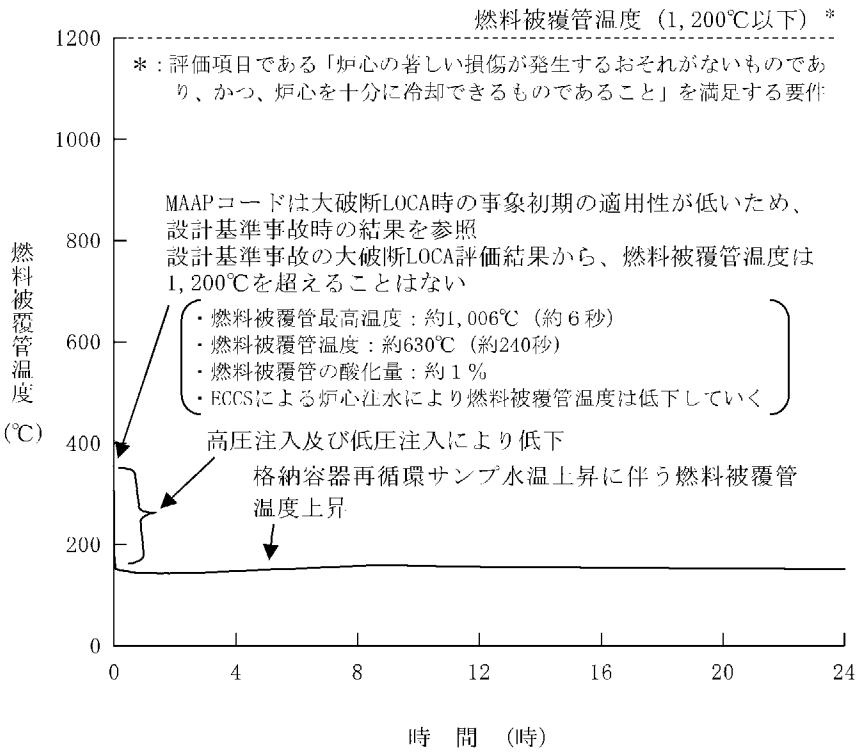


第 7.1.4.8 図　低圧注入流量の推移

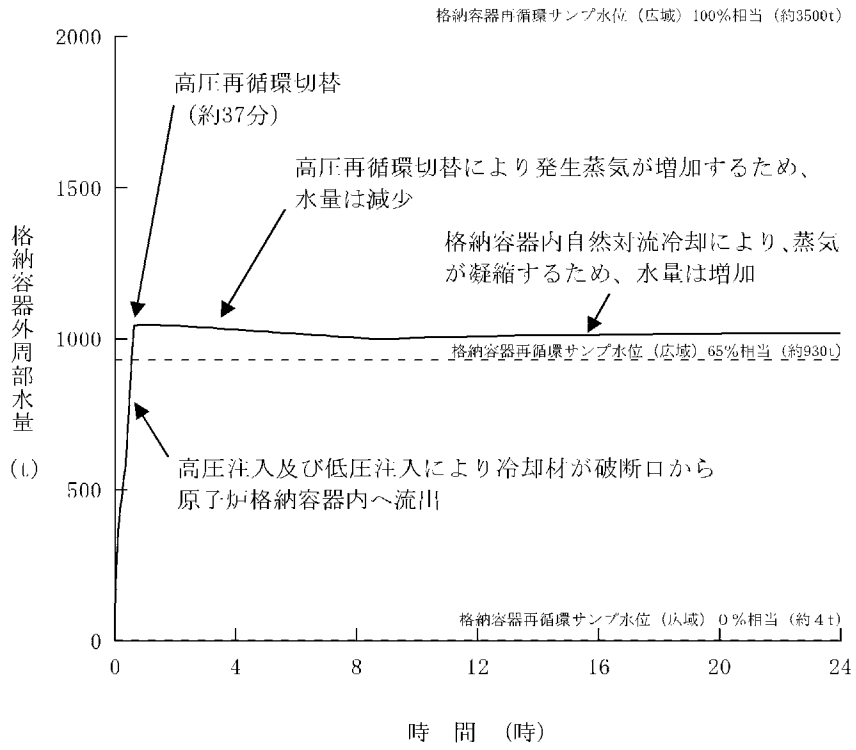


＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

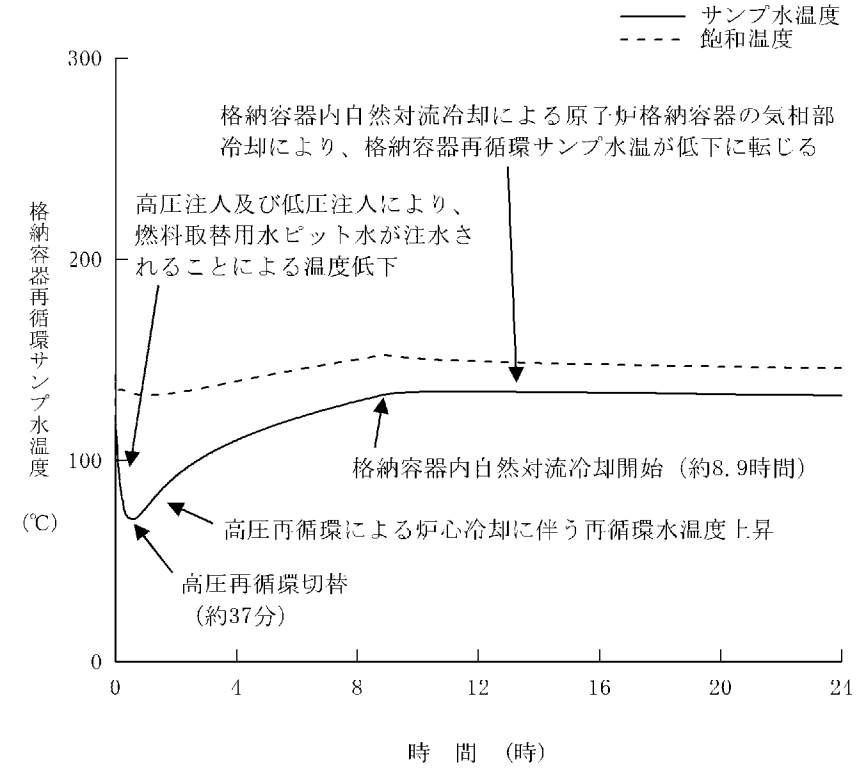
第 7.1.4.9 図　原子炉容器内水位の推移



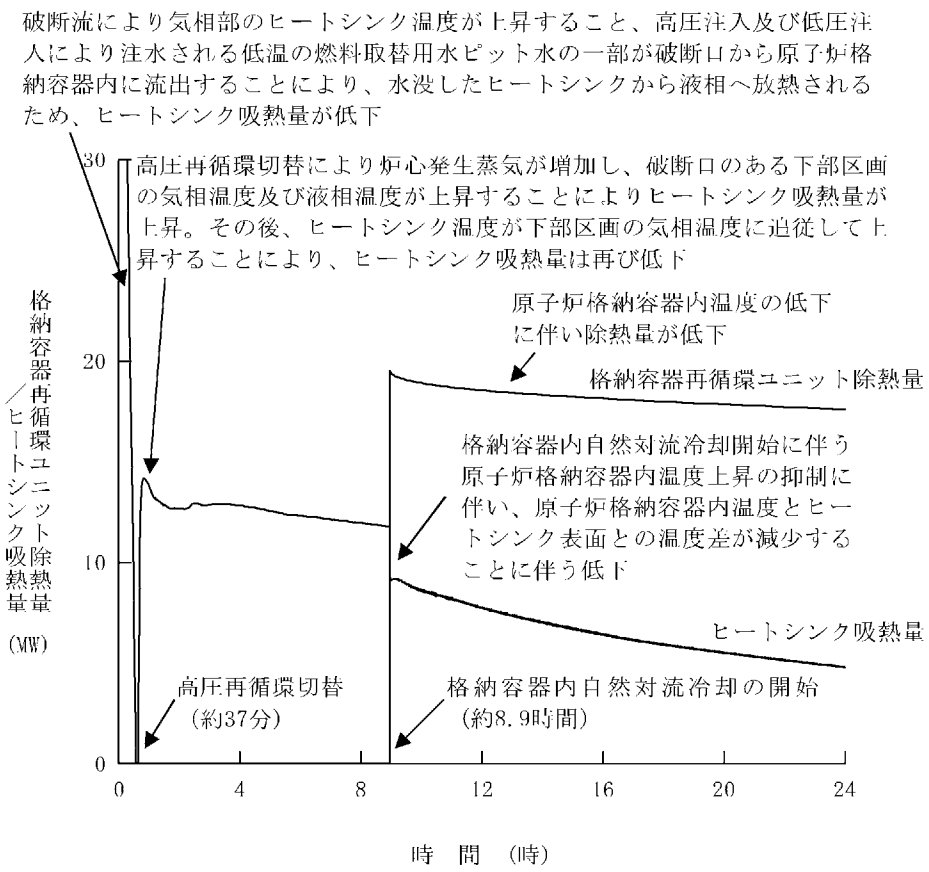
第 7.1.4.10 図　燃料被覆管温度の推移



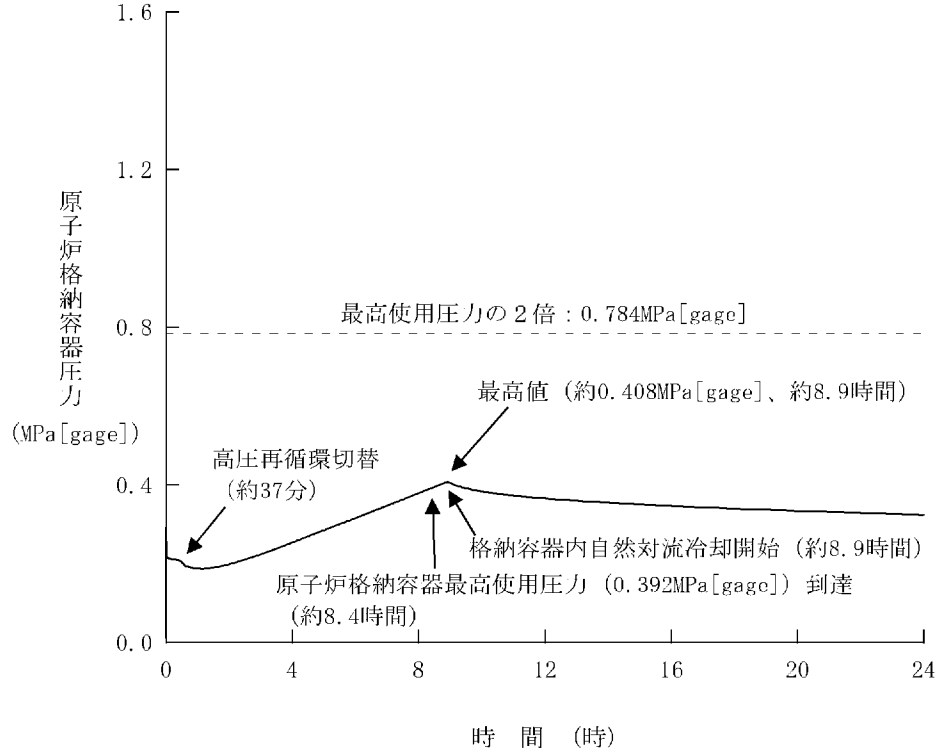
第 7.1.4.11 図　格納容器外周部水量の推移



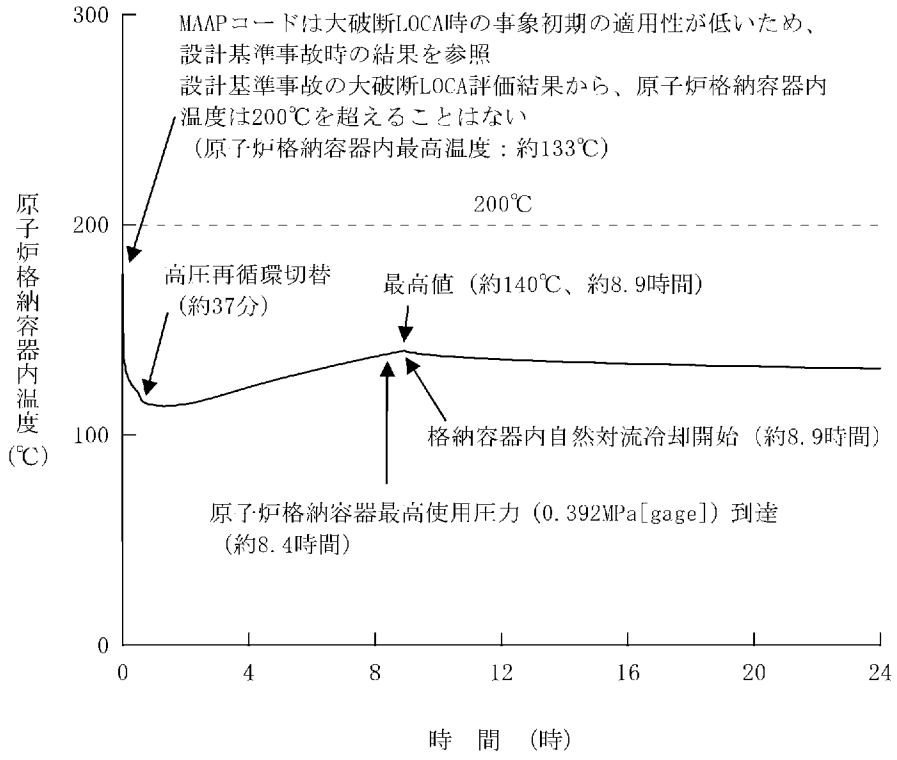
第 7.1.4.12 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移



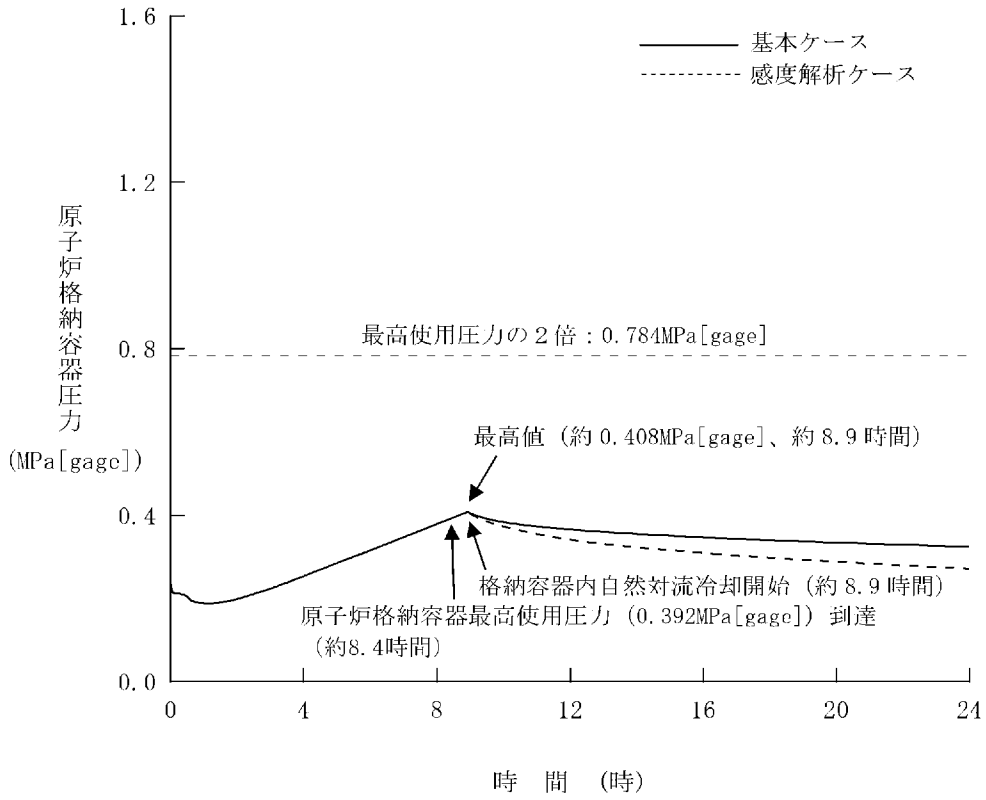
第 7.1.4.13 図　原子炉格納容器からの除熱量の推移



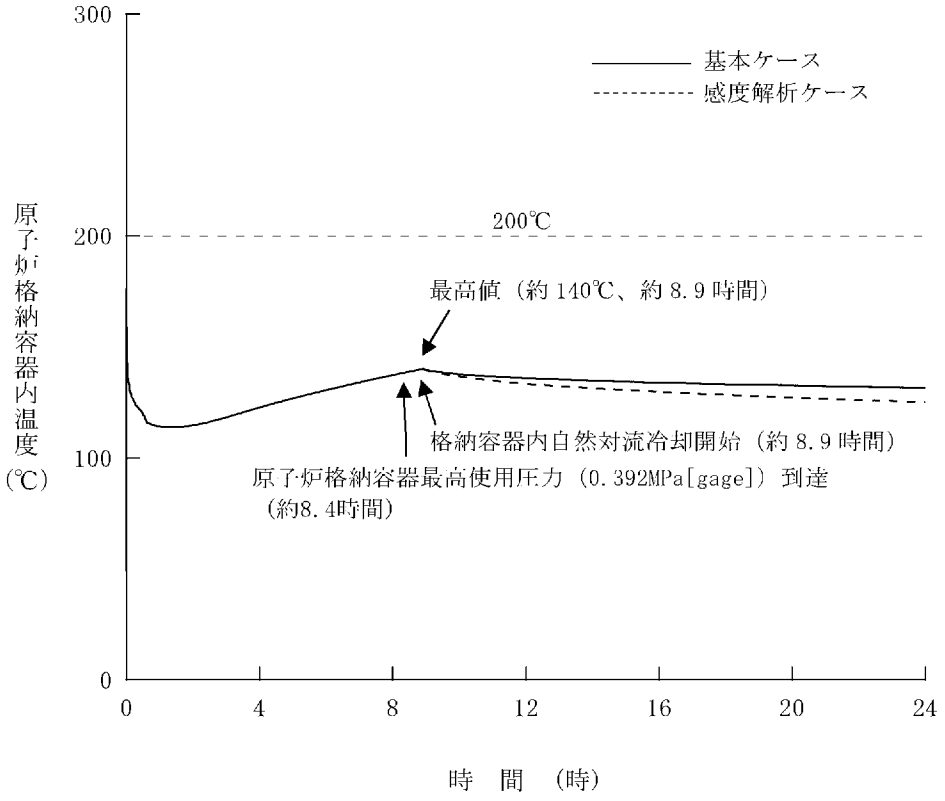
第 7.1.4.14 図　原子炉格納容器圧力の推移



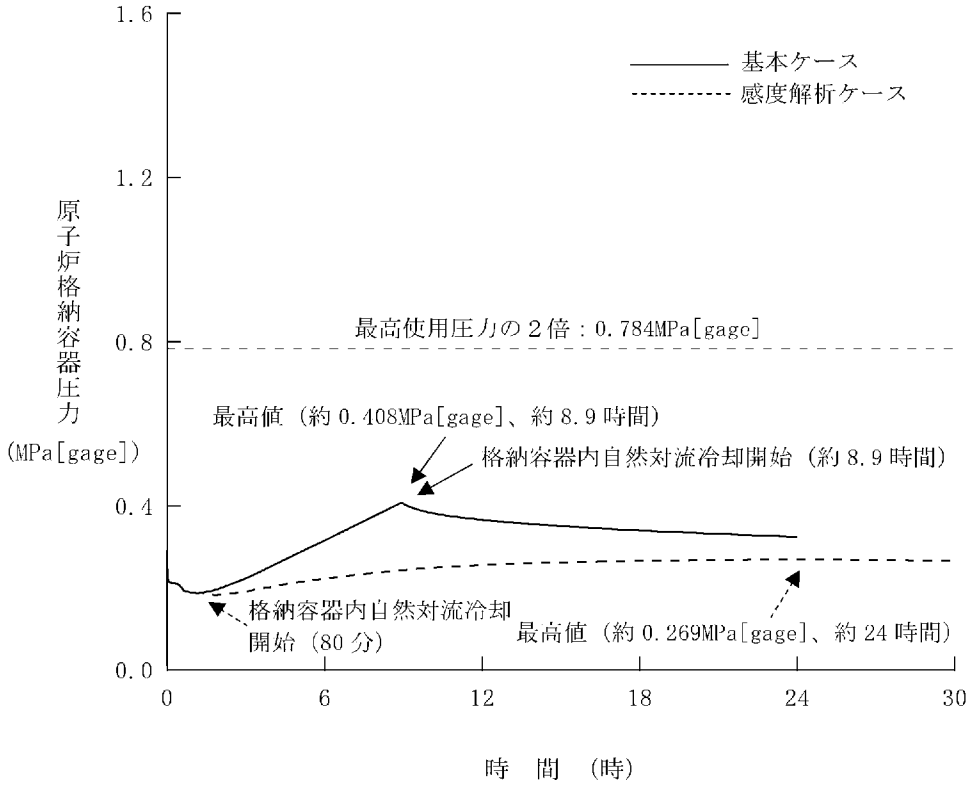
第 7.1.4.15 図　原子炉格納容器内温度の推移



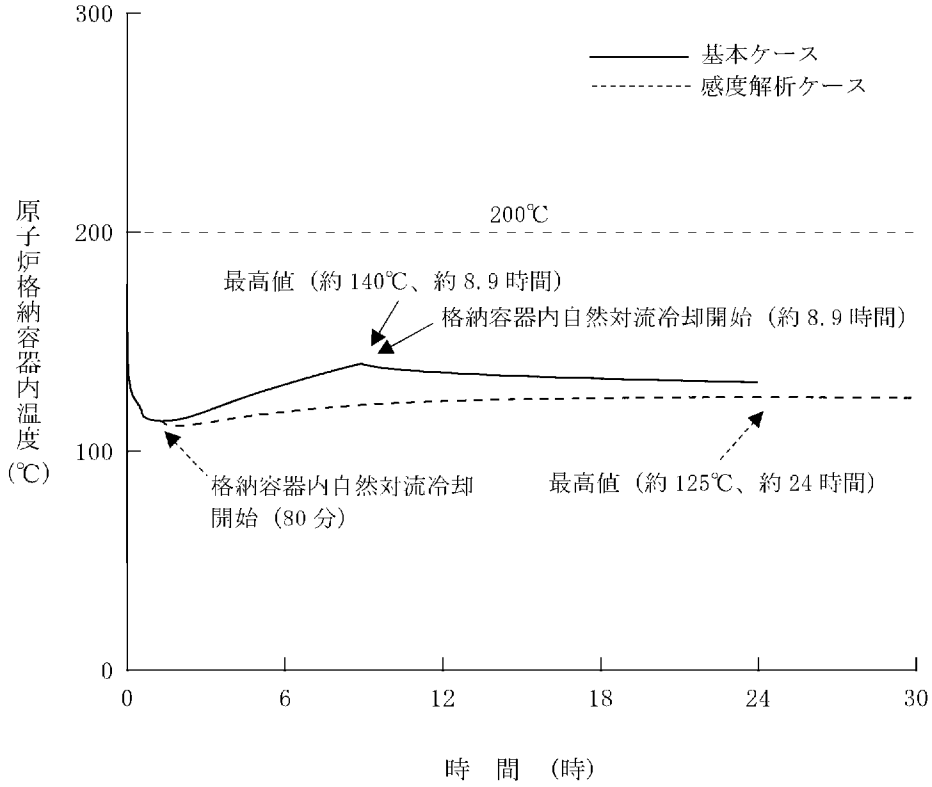
第 7.1.4.16 図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



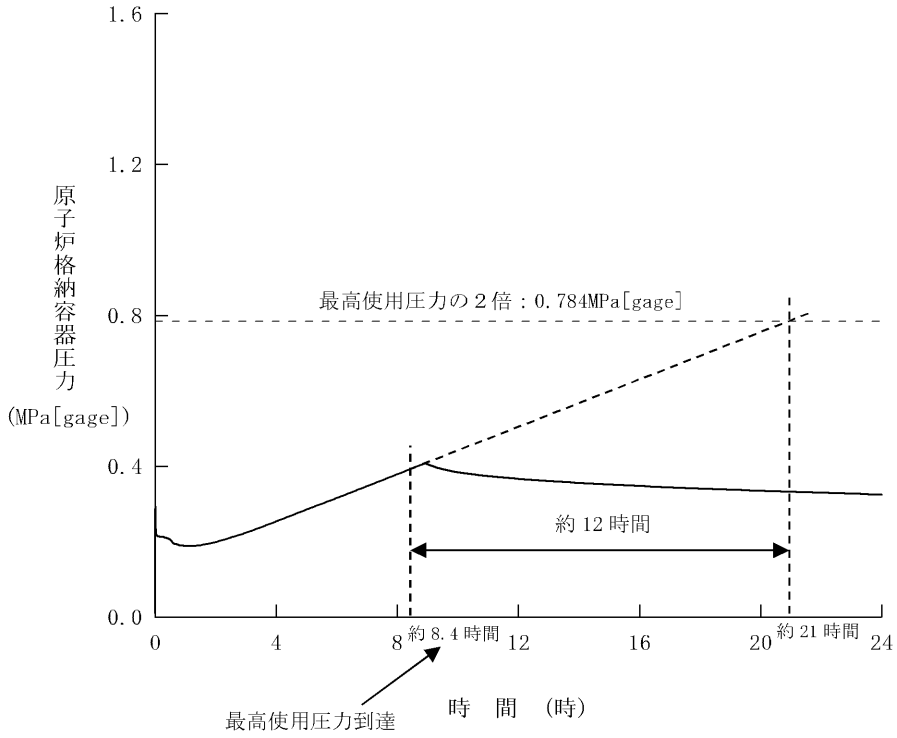
第 7.1.4.17 図　原子炉格納容器内温度の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



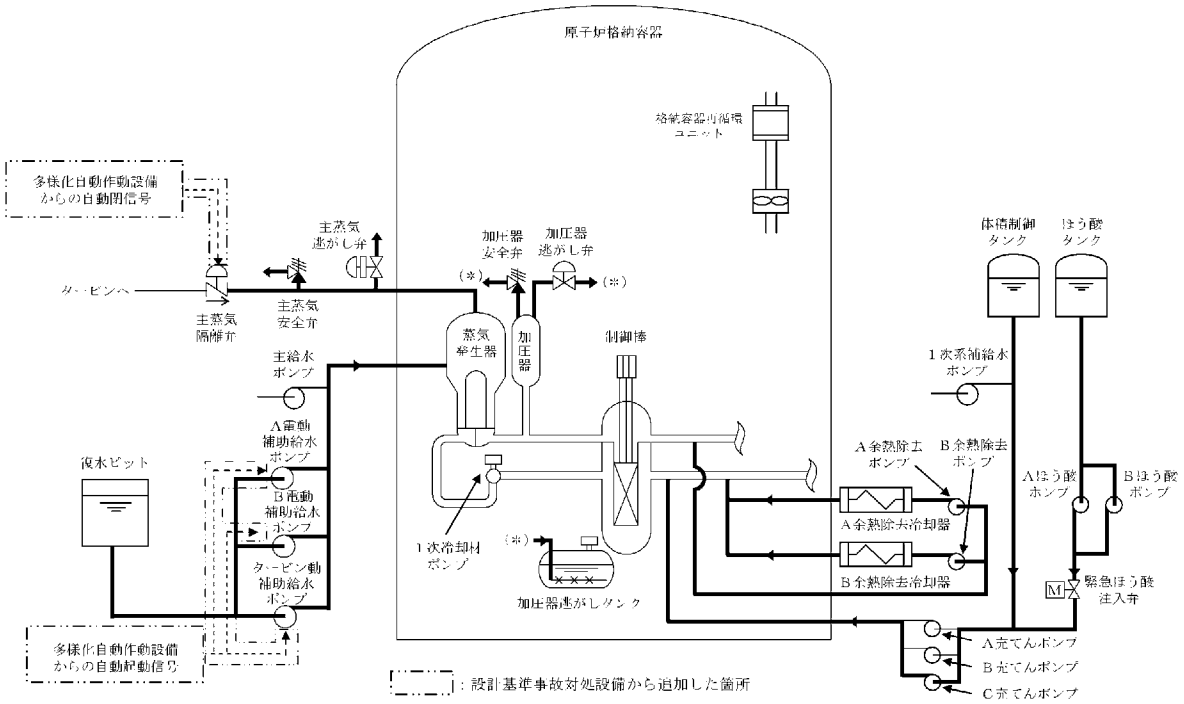
第 7.1.4.18 図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器内自然対流冷却の早期開始）



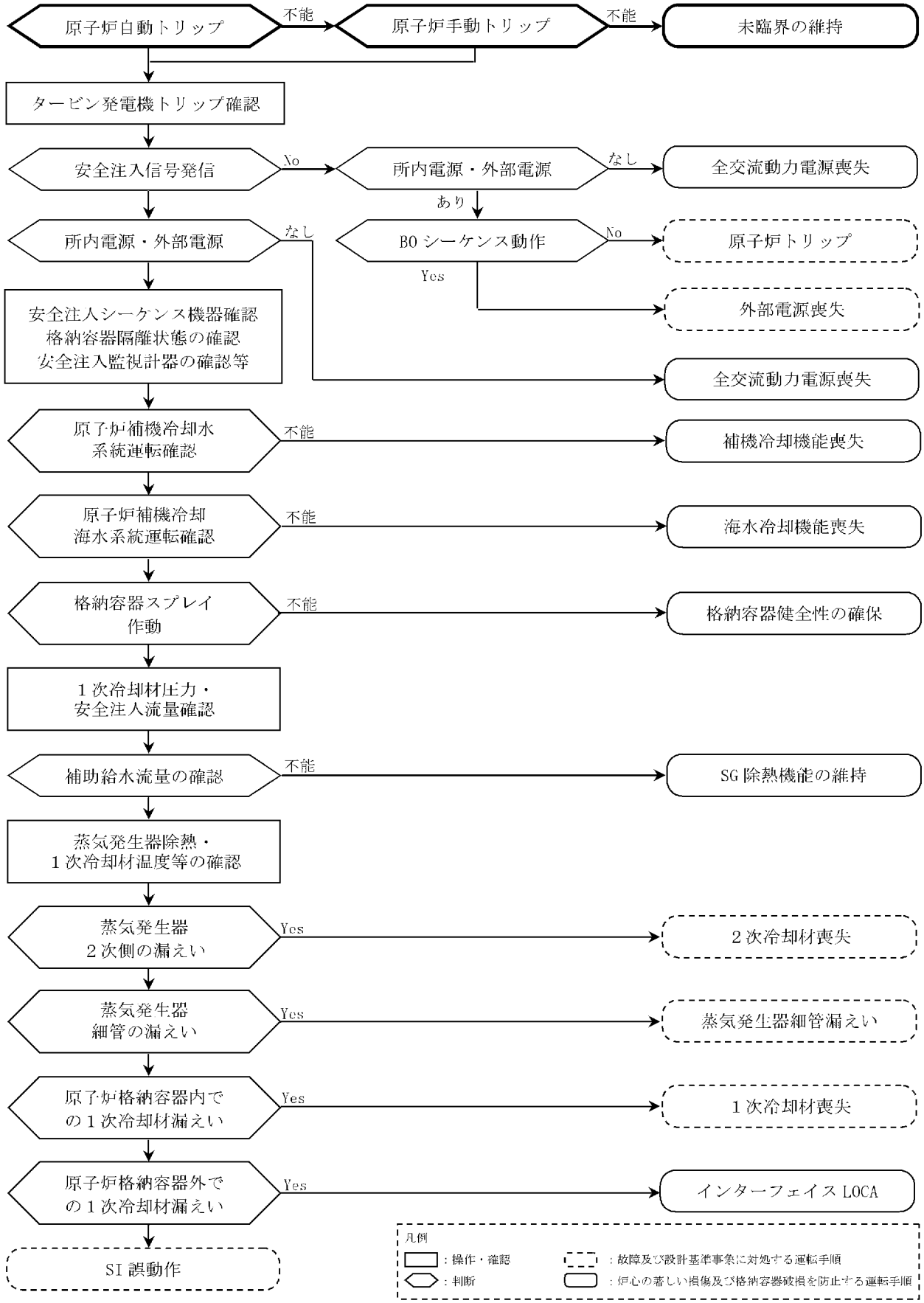
第 7.1.4.19 図　原子炉格納容器内温度の推移
（格納容器内自然対流冷却の早期開始）



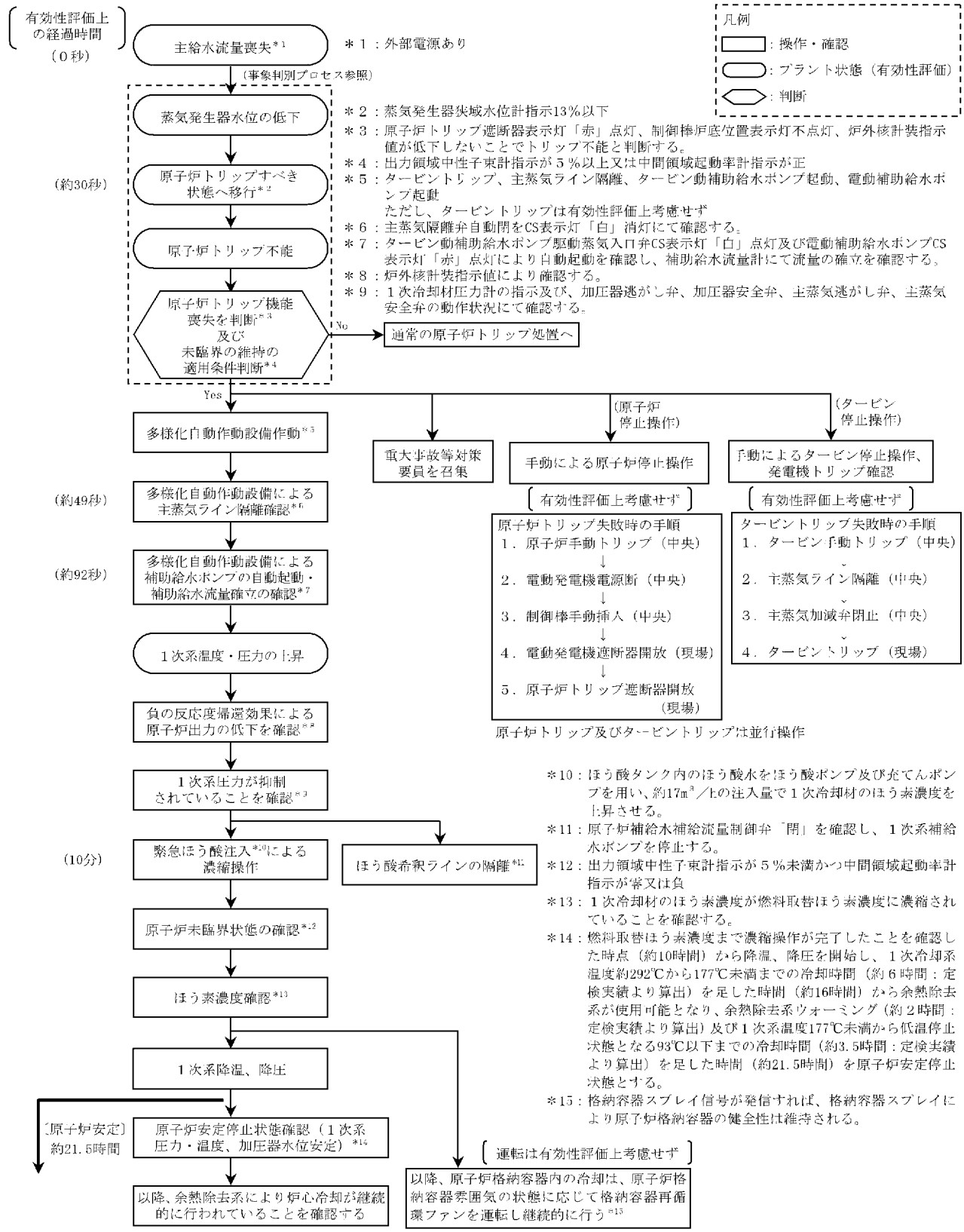
第 7.1.4.20 図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認）



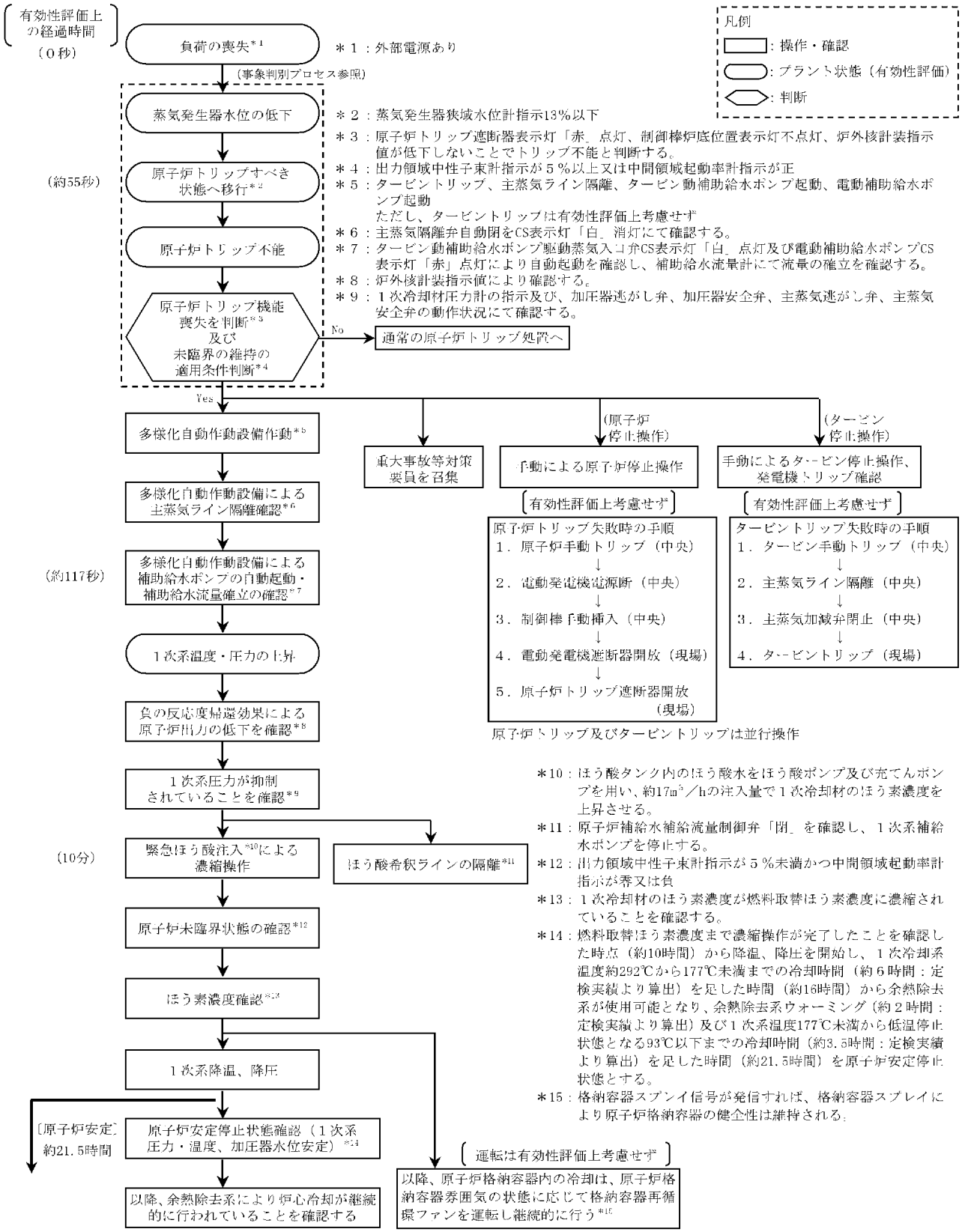
第 7.1.5.1 図　「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



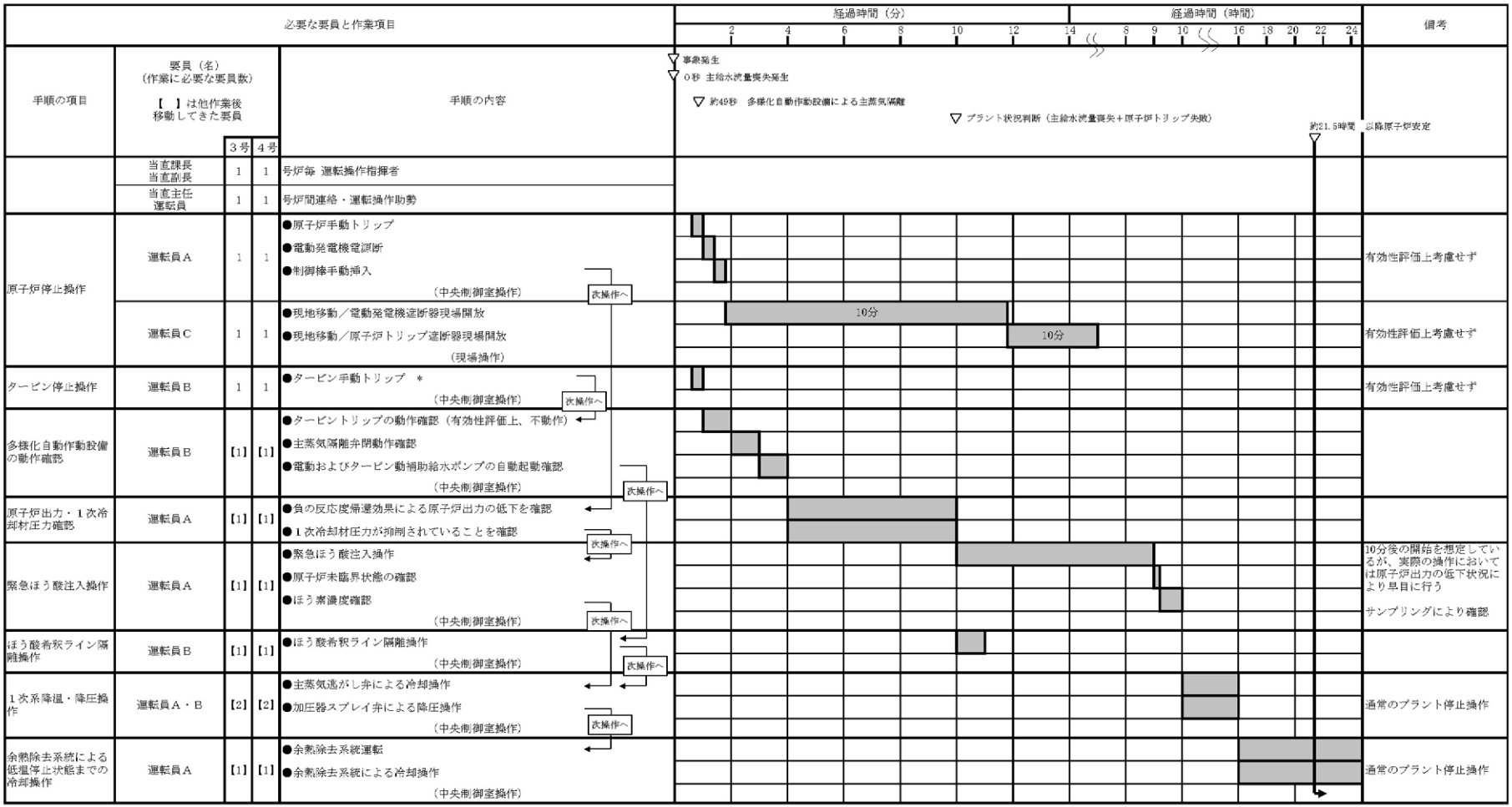
第 7.1.5.2 図　「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



第 7.1.5.3 図　「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）



第 7.1.5.4 図　「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）

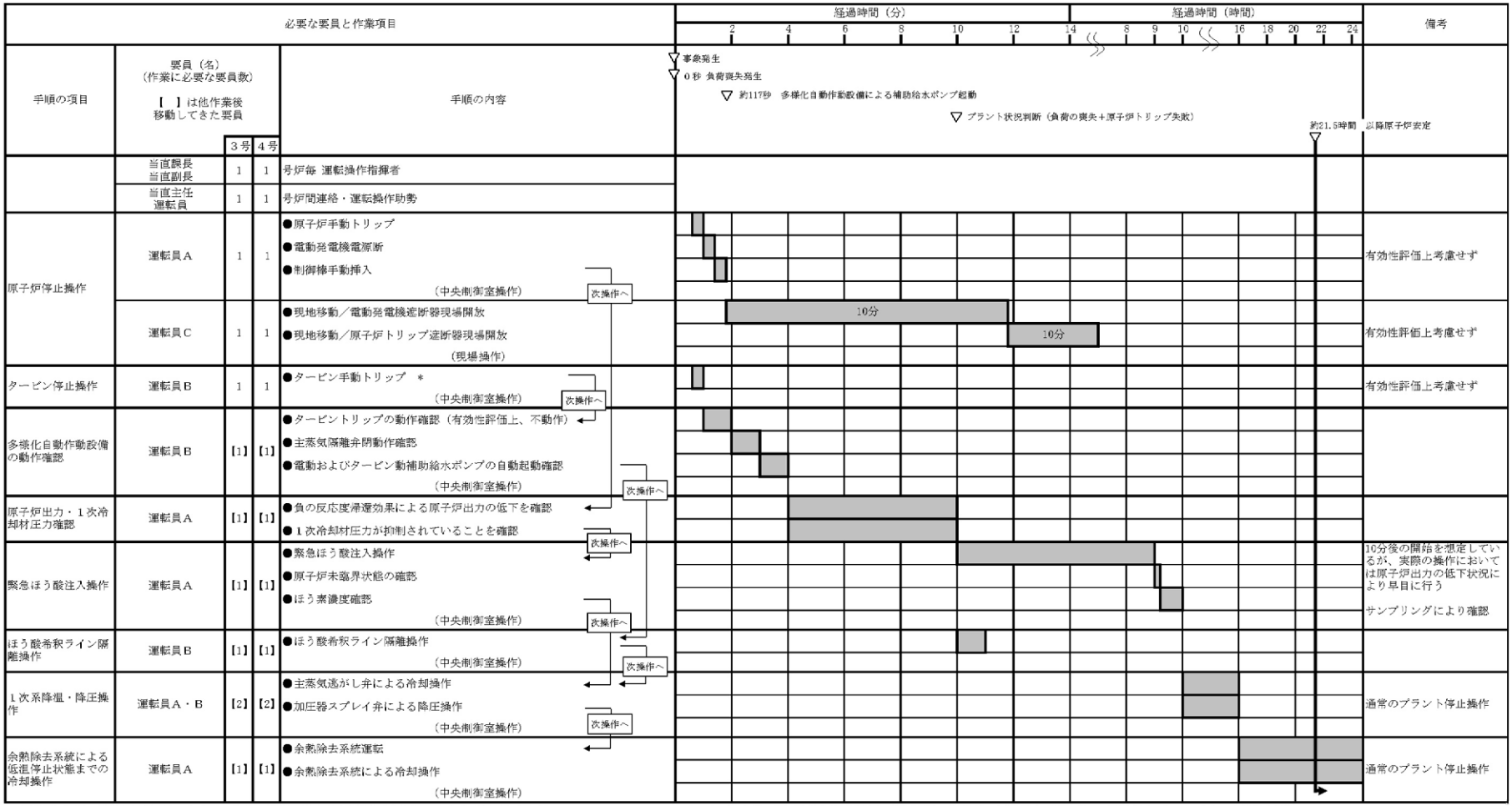


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。

・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

＊タービン手動トリップ及び多様化自動作動設備の動作も失敗した場合は、主蒸気ライン隔離、主蒸気加減弁閉止、タービントリップ(現場)を行う。

第 7.1.5.5 図　「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）

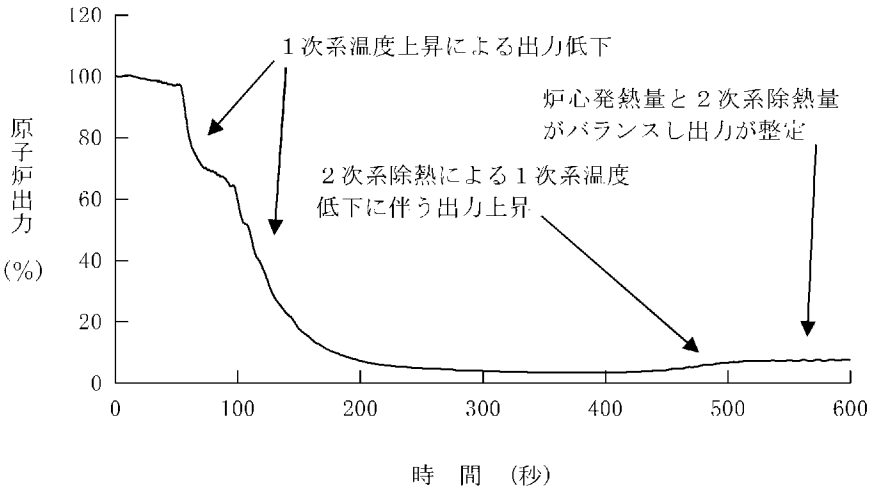


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。

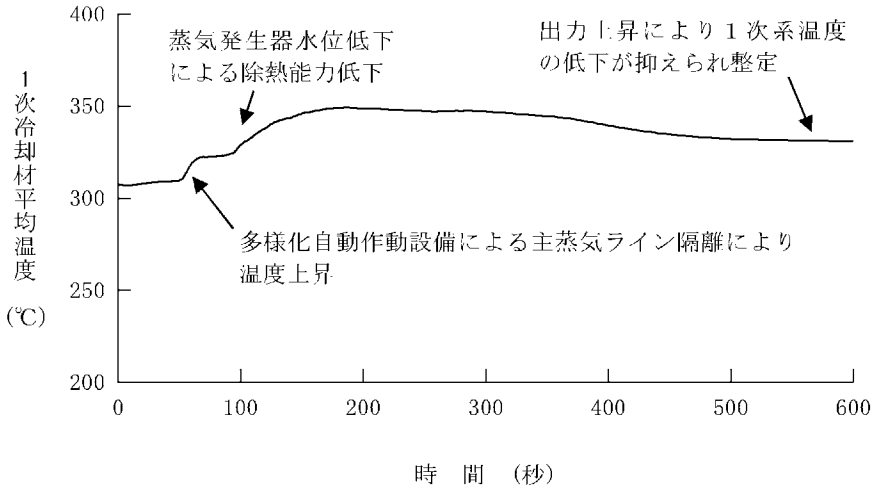
・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

＊タービン手動トリップ及び多様化自動作動設備の動作も失敗した場合は、主蒸気ライン隔離、主蒸気加減弁閉止、タービントリップ(現場)を行う。

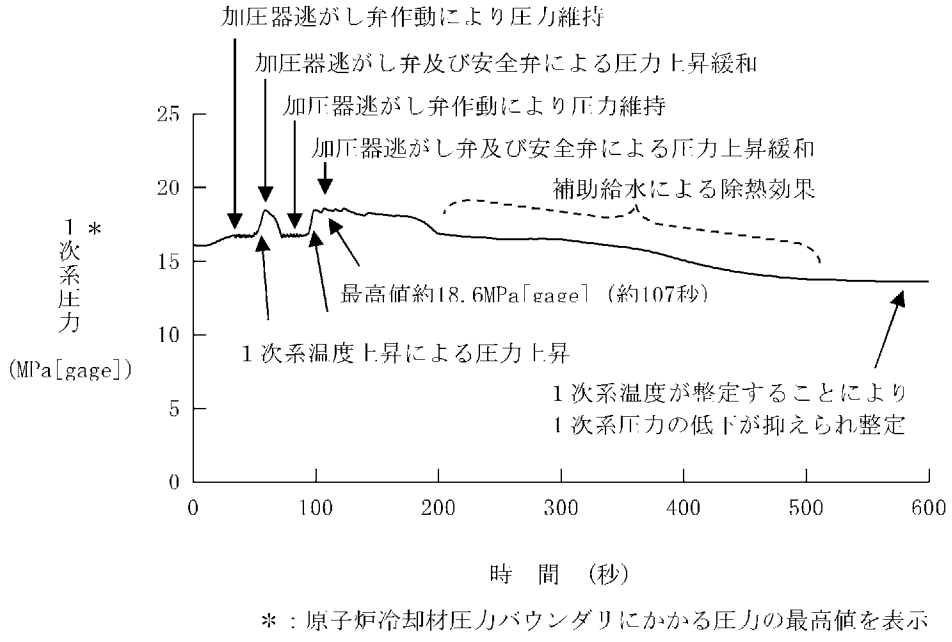
第7.1.5.6図　「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



第 7.1.5.7 図　原子炉出力の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

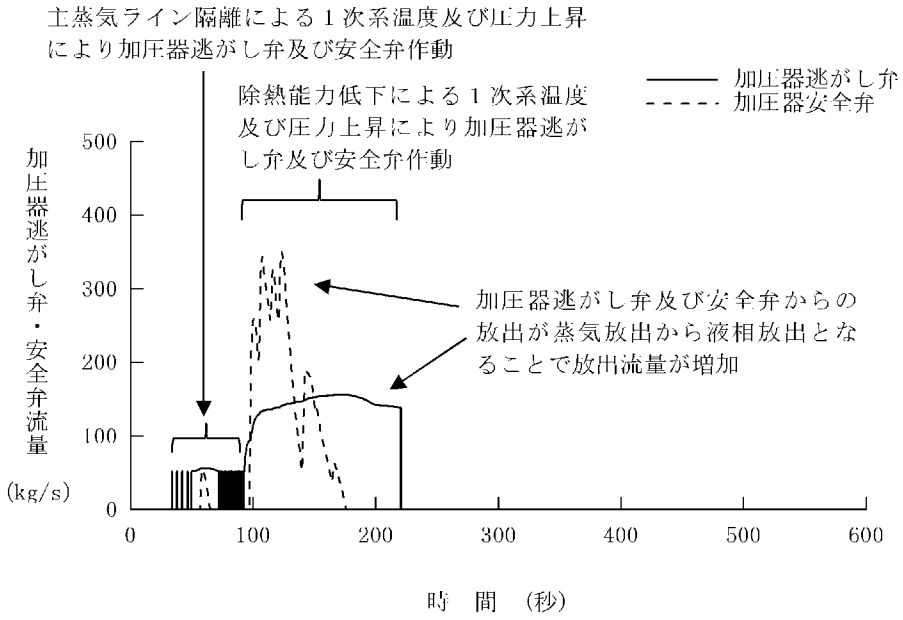


第 7.1.5.8 図　1次冷却材平均温度の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

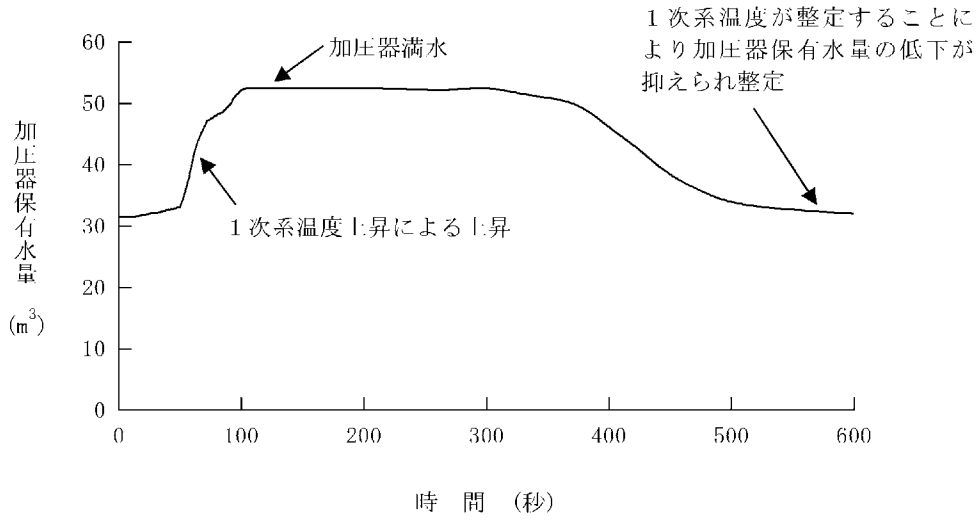


＊：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

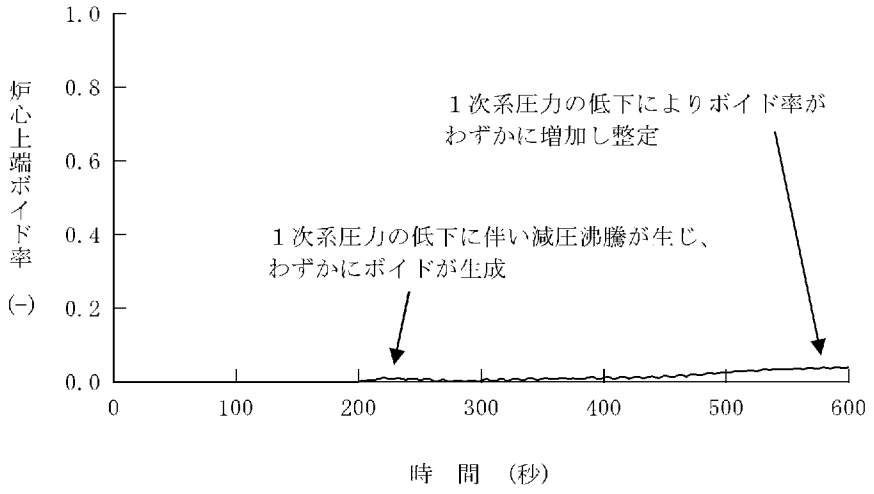
第7.1.5.9図　１次系圧力の推移
（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



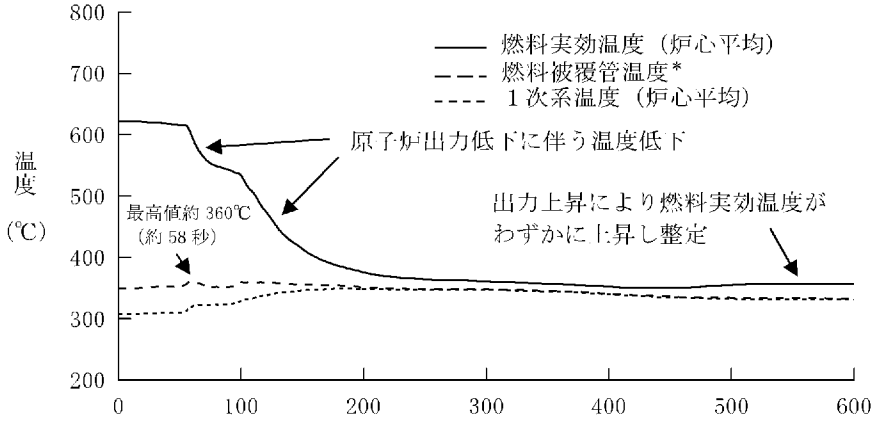
第 7.1.5.10 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



第 7.1.5.11 図　加圧器保有水量の推移
（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



第 7.1.5.12 図　炉心上端ボイド率の推移
（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



＊：３次元炉心計算によって得られるノード単位の
燃料被覆管温度最高点の温度を表示

第 7.1.5.13 図　温度の推移
（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）