

II 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、熔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、原子炉容器外の熔融燃料－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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔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熔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熔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カ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。

(ロ) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ハ) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ニ) 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。

このほか、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 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号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ロ) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

ニ 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、発生するエネルギー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熔融燃料－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、熔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、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器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熔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係る圧力及び温度、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係る圧力については、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 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、「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」において、熔融炉心によるコンクリート侵食については、「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足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熔融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

(d) 水素燃焼

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-429図及び第1.15-430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1.15-431図から第1.15-433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1.15-434図及び第1.15-435図に示す。

I 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、事象発生約27分後に炉心溶融が開始する。更に、事象発生約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、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通して原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。

第1.15-434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、蓄積することはない、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1.15-435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ー源はないことから、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。

II 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第1.15-436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係る圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第1.15-437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係る温度は、200℃を下回る。

1次系圧力は、第1.15-438図に示すとおり、原子炉容器破損までに2.0MPa以下に低減される。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ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「1.15.7.4(2)a.(a)イ 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1.15-434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、「I 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、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウナダリに係る圧力は、最高値は約0.497MPaであり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びヘ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「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

第1.15-436図及び第1.15-437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。

ロ 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。

(イ) 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、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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。

II 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が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、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されている。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、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熔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、熔融炉心・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熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心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熔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、「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、熔融炉心・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、熔融炉心の拡がり面積として、局所的に熔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、熔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、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素はすべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外でのジルコニウム-水反応による水素発生に加えて、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、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。

III 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

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、「1.15.7.4(2)a.(d)イ(イ) 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。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-83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。

(I) 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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。

(II) 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とどまる時間が長くなる。このため、炉内でのジルコニウム-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、炉心溶解開始が早まり、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、更に、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、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ 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1.15-439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1.15-440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。

II 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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。

(ハ) 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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。

(二) 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。

このほか、本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 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号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 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。

(ロ) 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位になるまでの水位としての約1,960m³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、燃料取替用水タンク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。

II 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。

更に、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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

III 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。

ニ 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、金属腐食及び熔融炉心・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。更に、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、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係る圧力及び温度、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係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熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において、熔融炉心によるコンクリート侵食については、「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足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。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-382図及び第1.15-383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、ベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-441図及び第1.15-442図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2) a. (a)イ(イ)I 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、ベースマツト

に有意な侵食は発生しない。

II 評価項目等

ベースマツト侵食深さは、第1.15-442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熔融炉心を冷却することから、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ、ホ、「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」と、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハに示す評価項目については、「1.15.7.4(2)a.(c)イ(イ) 有効性評価の結果」と同様である。

ロ 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熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶

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ーとし、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。

(イ) 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、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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ーの開始が早くなる。

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、熔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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔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熔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熔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熔融燃料－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、細粒化された熔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熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、「II 評価項目となるパラメータに与える影響」に示すとおり、熔融炉心と原子炉下

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。

II 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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔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熔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熔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熔融燃料－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、細粒化された熔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熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔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熔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、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がり小さい場合、拡がり面積は約14.5m²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可能性がある。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更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。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-84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。

(I) 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。更に、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ーが減少し、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。

(II) 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、熔融炉心のエネルギーが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなるため、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分後とした。その結果、第1.15-443図から第1.15-448図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時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。

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

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、熔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、最悪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。

II 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。

(I) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(II) 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「1.15.7.4(2)a.(a)イ(ロ)I(II)ii 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、「(ハ) 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。

(ハ) 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1.15-449図及び第1.15-450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、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(二) まとめ

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

このほか、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ロ) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

ニ 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」の評価事故シナリオ「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係る圧力及び温度、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係る圧力については、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 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、「1.15.7.4(2) a. (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器内の水素濃度については、「1.15.7.4(2) a. (d) 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ことが考えられることから、実際の侵食は更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。

(3) 炉心溶融を伴う設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.7.5 使用済燃料プールに関連する想定起因事象及び事故シナリオの解析結果

(1) 使用済燃料プールに関連する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故解析

「1.15.7.5(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析」を参照。

(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析

a. 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

(a) 想定事故1

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第1.15-58図に示す。

I 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。更に、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下

するのは、第1.15-451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蔽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。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに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、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966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。

ロ 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。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-85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られとさ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。

(I) 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。

(II) 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、「(ハ) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水位の変動を考慮し、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。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-59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。

(II) 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蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ロ) 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、「1.15.7.5(2)a.(a)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約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。

(ハ) 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蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.9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蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期

水温40℃の場合と比較して約0.5日短い約1.6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と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。

(二) 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。

このほか、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

想定事故1において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は「1.15.2.4(5)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 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。

(ロ) 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 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。

II 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

III 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。

ニ 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、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的

には安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(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。

(b) 想定事故2

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第1.15-61図に示す。

I 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。更に、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するの

は、第1.15-452図に示すとおり事象発生から約1.4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蔽が維持できる最低水位まで低下する時間である約1.4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。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに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、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966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される。

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。

ロ 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。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-86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られとさ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。

(I) 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溫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。

(II) 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溫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、「(ハ) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」におい

て、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最悪条件とした場合、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。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-62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。

(II) 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蔽が維持できる最低

水位への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。

(ロ) 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、「1.15.7.5(2)a.(b)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約1.4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。

(ハ) 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溫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、初期水溫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。

初期水溫の変動を考慮し、初期水溫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溫の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水溫40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.2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、事象発生後の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蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.5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、事象発生後の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と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。

(二) 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。

このほか、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

想定事故2において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(5)b.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 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。

(ロ) 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、「1.15.7.5(2)a.(a) 想定事故1」と同様である。

ニ 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、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(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、「1.15.7.5(2)a.(a) 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。

1.15.7.6 燃料取扱い事象の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 燃料集合体の落下

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガス

の大気放出過程を第1.15-453図及び第1.15-454図に示す。

評 価 項 目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 6.4×10^{10} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.7×10^{12} Bq
実効線量		約0.033mSv

ロ 結論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.7 補助系統又は補機からの放射性物質の放出の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第1.15-455図に示す。

評 価 項 目	評価結果
希ガスの放出量(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.2×10^{14} Bq
実効線量	約0.077mSv

ロ 結論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.8 内部・外部ハザードの解析結果

「1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析」を参照。

1.15.7.9 確率論的安全解析結果

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.7.10 結論

今後検討

第1.15-1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連

事故シーケンスグループ等		技術的能力審査基準		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	
		設置許可基準規則／技術基準規則		44条 /59条	45条 /60条	46条 /61条	47条 /62条	48条 /63条	49条 /64条	50条 /65条	51条 /66条	52条 /67条	53条 /68条	54条 /69条	55条 /70条	56条 /71条	57条 /72条	58条 /73条	59条 /74条	
重要事故シーケンス等				緊急停止失敗による原子炉停止を要する事故		原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故
運転中の原子炉における重大事故と見なされる事故	7.1.1	2次冷却系からの発熱機能喪失	主給水流量喪失時に冷却給水機能が喪失する事故	-	●	●	●	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	
	7.1.2	交流電源力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉冷却炉の機能の喪失及びRCPシールのLOCAが発生する事故	-	●	●	●	●	●	-	-	-	●	●	-	●	●	●	●	●
			外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉冷却炉の機能が喪失する事故	-	●	●	●	●	●	-	-	-	-	●	●	-	●	●	●	●
	7.1.3	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電源が喪失し、原子炉冷却炉の機能が喪失し及びRCPシールのLOCAが発生する事故	-	●	●	●	●	●	-	-	-	●	●	-	●	●	●	●	
	7.1.4	原子炉補機冷却の稼働機能喪失	六破相LOCA時に格納容器スプレイン注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	
	7.1.5	原子炉停止制御喪失	主給水流量喪失時に原子炉停止制御機能が喪失する事故	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-
	7.1.6	ECCS注水機能喪失	中破相LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	-	-	●	-	-	-	-	-	-	●	-	-	-	●	-	●	-
	7.1.7	ECCS格納容器注入	六破相LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	-	-	●	-	-	-	●	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-
7.1.8	格納容器バypass	インターフェイスシステムLOCA	-	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	
		格納容器バypass機能喪失時に放射熱気体影響の隔離に失敗する事故	-	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-
運転中の原子炉における重大事故と見なされる事故	7.2.1.1	格納容器バypassによる事故的災害(格納容器過圧破損)	六破相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ン注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	●	●	●	●	●	●	●	-	●	-	●	●	
	7.2.1.2	格納容器バypassによる事故的災害(格納容器過熱破損)	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	-	●	-	●	●	
	7.2.2	原子炉配管放出/格納容器過熱破損	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	-	●	-	●	●	
	7.2.3	原子炉配管放出/格納容器過熱破損(原子炉配管)	六破相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ン注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	●	●	●	●	●	●	●	-	●	-	●	●	
	7.2.4	水素燃焼	六破相LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	-	-	●	-	-	-	●	-	●	●	●	-	●	-	●	●	
	7.2.5	格納容器バypassによる事故的災害(格納容器過熱破損)	六破相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ン注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	●	●	●	●	●	●	●	-	●	-	●	●	
原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	7.3.1	悲劇的失敗1	使用済燃料ピットの冷却機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、蒸気による水位が低下する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	-	-	
	7.3.2	悲劇的失敗2	使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸気による水位が低下する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	-	-	
原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	7.4.1	燃料取り出し中の原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	燃料取り出し中の原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	●	-	
	7.4.2	交流電源力電源喪失	燃料取り出し中の原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	-	-	-	-	●	●	●	●	●	●	-	●	-	●	●	●	
	7.4.3	原子炉冷却材の漏出	燃料取り出し中の原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	●	-	●	-	
	7.4.4	原子炉冷却材の漏入	原子炉停止制御材バウンダリが原子炉停止を要する事故	●	-	-	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	●	-	

1.15-777

第1.15-2表 重要事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)(1/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水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が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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 <p>(従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮)</p>
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>(「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」との従属性を考慮)</p>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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

※:()は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.15-2表 重要事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)(2/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス*
原子炉停止機能喪失	・原子炉トリップが必要な起回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	・原子炉トリップが必要な起回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	・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 ・負荷の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の健全性確保の観点で厳しい起回事象を選定)
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	・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 ・小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧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及び高圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	・インターフェイスシステムLOCA ・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	・インターフェイスシステムLOCA ・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	・インターフェイスシステムLOCA ・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

※:()は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(1/4)

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	・SED ・SLW ・TED ・SEW ・TEW ・AED ・AEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA(A**)が、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある(**W)に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	・SED ・SLW ・TED ・SEW ・TEW ・AED ・AEW	TED	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 ・原子炉圧力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り溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA(S**)、過渡事象(T**)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・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について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	・SED ・SEI ・TEI ・SLI ・TED ・SLW ・TEW ・SEW	TED	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象(T**)が、1次系減圧の観点から厳しい。 ・1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	・AEI ・SLI ・AEW ・SLW ・SEI ・SEW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きい大中破断LOCA(A**)が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない(**W)が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI ・TEW ・SED ・SEW ・AEI ・AEW ・SEI ・SLW ・SLI ・AED ・TED	AEI	・格納容器スプレイの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)のPDSがより厳しい。 ・炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい(A**)が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・TEI ・AED ・TED ・SLI ・SED ・SLW ・TEW ・AEW ・AEI ・SEW ・SEI	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA(A**)が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きく、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 ・1次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない(A**)が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

1.15-780

PDS:プラント損傷状態

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(2/4)

補足:PDS の分類記号

事故のタイプと1次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	1次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起回事象:大巾破断LOCA)
S	1次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起回事象:小破断LOCA)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起回事象:過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起回事象:蒸気発生器伝熱管破損)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起回事象:インターフェイスシステムLOCA)

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事象進展(原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段)	
分類記号	状態の説明
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(3/4)

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	AED	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TED	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 <p>(時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)</p>
高圧溶融物放出 ／格納容器蒸気 直接加熱	TED	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 <p>(時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)</p>

※1:()は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2:常設電動注入ポンプを用いた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を用いた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。

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(4/4)

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス ^{※1}
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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^{※2} <p>(炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。)</p>
水素燃焼	AEI	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>(事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。)</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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^{※3}

※1:()は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2:原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、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し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。

※3:常設電動注入ポンプを用いた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を用いた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。

第1.15-4表 重要事故シーケンスの選定(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)

運転停止中 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
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)	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1}
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・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^{※1※2}
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・オーバードレンとなる事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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^{※1}
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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^{※3}

※1:崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2:全交流動力電源喪失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する。

※3: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、原子炉起動時を想定する。

第1.15-5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
ブランチトリップの確認	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、すべ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125m ³ /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】 【復水タンク】	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1次系のフィードアンドブリード開始	すべ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。	燃料取替水タンク 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 燃料取替水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-5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】 【復水タンク】 【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】 【復水タンク水位】
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1.15-6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、すべ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ル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(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1.15-6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。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
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、復水タンクへの供給、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 取水川水中ポンプ 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1.15-6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	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>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 復水タンク</p>	<p>—</p>	<p>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アモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(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 復水タンク水位</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-6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(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、取水川水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水川水中ポンプ 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 復水タンク水位
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1.15-6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 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水川水中ポンプ 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 復水タンク水位
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(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タンク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。但し、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 燃料取替用水タンク 【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 燃料取替用水タンク水位
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れ出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】	【窒素ポンベ(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1.15-6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が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川格納容器圧力 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)川)
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、燃料取替用水タンク水位計指示が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) 燃料取替用水タンク水位
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】 復水タンク 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 復水タンク水位
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1.15-7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。 非常用母線及び常川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 復水タンク	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
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、復水タンクへの供給、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 取水川水中ポンプ 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川水中ポンプ 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1.15-7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	<p>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。</p> <p>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水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。</p> <p>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。</p>	<p>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 復水タンク</p>	<p>—</p>	<p>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アモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(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 復水タンク水位</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7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(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タンクへの供給を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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 復水タンク水位
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 復水タンク 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 復水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7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(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タンク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。但し、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 燃料取替用水タンク 【B充てんポンプ(自己冷却)】	—	AM川消火水積算流量 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 燃料取替川水タンク水位
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】	【窒素ポンプ(アニュラス空気浄化ファン弁川)】	—
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川格納容器圧力 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)川)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7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、燃料取替用水タンク水位計指示が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) 燃料取替用水タンク水位
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1.15-8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。 非常用母線及び常川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 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位

第1.15-8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】 【燃料取替用水タンク】 【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】 【復水タンク】 【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ル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(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】 燃料取替用水タンク水位 【復水タンク水位】
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	窒素ポンプ(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1.15-8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川格納容器圧力 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)
燃料取替用水タンクへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】
高圧及び低圧再循環への切替え	燃料取替用水タンク水位計指示が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タンク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 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) 燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8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。但し、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	窒素ポンベ(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川格納容器圧力 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冷却することで、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ブ 格納容器再循環サンブスクリーン 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	窒素ポンベ(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川格納容器圧力 格納容器再循環サンブ水位(広域) 格納容器再循環サンブ水位(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1.15-9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	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、常用系パーセント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。</p>	【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	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>多様化自動作動設備</p> <p>主蒸気隔離弁</p> <p>電動補助給水ポンプ</p> <p>タービン動補助給水ポンプ</p> <p>復水タンク</p> <p>蒸気発生器</p> <p>加圧器逃がし弁</p> <p>加圧器安全弁</p> <p>主蒸気逃がし弁</p> <p>主蒸気安全弁</p>	—	<p>1次冷却材高温側温度(広域)</p> <p>1次冷却材低温側温度(広域)</p> <p>1次冷却材圧力</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度(SA)</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM用格納容器圧力</p> <p>出力領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束</p> <p>蒸気発生器広域水位</p> <p>蒸気発生器狭域水位</p> <p>補助給水流量</p> <p>主蒸気ライン圧力</p> <p>復水タンク水位</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-9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 復水タンク 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 復水タンク水位
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1.15-10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 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
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川格納容器圧力 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アモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)
燃料取替用水タンクへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-10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】 【燃料取替用水タンク】 【充てんポンプ】	—	高圧注入ポンプ流量 燃料取替用水タンク水位
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 復水タンク 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 復水タンク水位
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1.15-10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水開始の確認	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水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 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位
低圧再循環への切替	燃料取替用水タンク水位計指示が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、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) 燃料取替用水タンク水位

第1.15-11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 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
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 燃料取替用水タンク	—	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川格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 燃料取替用水タンク水位

第1.15-11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川格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(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コアモニタ(高レンジ)
燃料取替用水タンクへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】
高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え	燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計(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ル 格納容器再循環サンプルスクリーン	—	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ル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11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
<p>低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等</p>	<p>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、燃料取替用水タンクの補給操作、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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク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。</p>	<p>【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ブ】 【格納容器再循環サンブスクリーン】 【燃料取替用水タンク】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】</p>	<p>—</p>	<p>【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ブ水位(広域) 格納容器再循環サンブ水位(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】 【燃料取替用水タンク水位】 【復水タンク水位】</p>
<p>格納容器スプレィ再循環の確認</p>	<p>原子炉格納容器スプレィ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、格納容器スプレィ再循環による格納容器スプレィの状態を確認する。</p>	<p>格納容器スプレィポンプ 格納容器スプレィ冷却器 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン</p>	<p>—</p>	<p>B格納容器スプレィ流量積算流量 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ブ水位(広域) 格納容器再循環サンブ水位(狭域)</p>
<p>代替再循環による炉心冷却</p>	<p>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格納容器スプレィポンプ(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。</p>	<p>B格納容器スプレィポンプ(RHRS-CSSタイライン使用) B格納容器スプレィ冷却器 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン</p>	<p>—</p>	<p>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ブ水位(広域) 格納容器再循環サンブ水位(狭域)</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11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ブ 格納容器再循環サンブスクリーン	—	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ブ水位(広域) 格納容器再循環サンブ水位(狭域)

第1.15-12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。 非常用母線及び非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】 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
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針上昇、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時に燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	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川格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ) 【燃料取替用水タンク水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-12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、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系の隔離を行う。 1次系保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 燃料取替用水タンク水位
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針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 復水タンク 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 復水タンク水位
燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク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。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】
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1.15-12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 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位
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1.15-13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】 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
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タンク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、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	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ル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(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 【燃料取替用水タンク水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-13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 復水タンク 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 復水タンク水位
燃料取替川水タンクへの補給	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替川水タンクへの補給操作を行う。	【燃料取替川水タンク】	—	【燃料取替川水タンク水位】
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1.15-13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
<p>高压注入系から充てん系への切替え及び高压注入ポンプの停止</p>	<p>ECCS停止条件を満足していることを確認し、高压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压注入ポンプを停止する。</p>	<p>充てんポンプ 燃料取替用水タンク</p>	<p>—</p>	<p>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 燃料取替用水タンク水位</p>
<p>余熱除去系による炉心冷却への切替え</p>	<p>1次冷却材圧力計指示が2.7MPa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。</p>	<p>余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器</p>	<p>—</p>	<p>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</p>
<p>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</p>	<p>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。</p>	<p>加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器</p>	<p>—</p>	<p>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</p>

第1.15-13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 燃料取替用水タンク 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ル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 燃料取替用水タンク水位
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ル水位計(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ル 格納容器再循環サンプルスクリーン 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ル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域)

第1.15-14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、復水タンクへの供給、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 復水タンク	移動式大容量ポンプ車 取水川水中ポンプ 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アモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(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 復水タンク水位

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