

5.2 全交流動力電源喪失

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備 考
<p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>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に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」及び②「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>(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</p> <p>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全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、全交流動力電源に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による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除熱を実施する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として常設代替交流電源設備による給電手段、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 5.2.1 及び図 5.2.2 に、手順の概要を図 5.2.3 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操作手順の関係を表 5.2.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 18 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 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は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 4 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための 26 名</p>	<p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスとしては、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」、②「外部電源喪失+直流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。</p> <p>(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</p> <p>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全交流動力電源が喪失することにより、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源を喪失したことにより燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価としては、代替交流電源からの給電が可能な原子炉への注水機能を有する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、運転員が異常を認知して、常設代替高圧電源装置による電源供給、及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による最終的な熱の逃がし場への熱輸送を行うことにより原子炉除熱を行う。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として常設代替高圧電源装置による給電手段、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として、残留熱除去系による除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.2-1 図に、対応手順の概要を第 5.2-2 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、重大事故対策における設備と手順の関係を第 5.2-1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、必要な要員は、初動対応要員 7 名である。</p> <p>初動対応要員の内訳は、発電長 1 名、副発電長 1 名、運転操作対応を行う運転員 3 名、通報連絡等を行う災害対策要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 5.2-3 図に示す。</p>	<p>・柏崎 6 / 7号は、原子炉補機冷却系により非常用 DG と RHR を冷却しているため、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループにおいて原子炉補機冷却系の喪失を想定。</p> <p>・東海第二は非常用 DG と RHR の補機冷却系が独立しているため、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループにおいて原子炉補機冷却系の喪失は想定していない。</p> <p>・要員の数、呼称の違い</p>

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6/7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>である。必要な要員と作業項目について図 5.2.4 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目と重要事故シーケンスとを比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。</p> <p>※原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなく、当直副長1名、運転員1名の場合もある。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止確認</p> <p>原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量である。</p> <p>b. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉水温が100℃に到達することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁1個を開操作する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による原子炉水温の上昇を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度計である。</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を手動起動し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び復水補給水系流量（原子炉圧力容器）等である</p>	<p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、初動対応要員7名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失の確認</p> <p>原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止により崩壊熱除去機能が喪失する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量である。</p> <p>b. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作</p> <p>非常用ディーゼル発電機の機能喪失が発生したことを確認し、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電ができず、非常用母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作を行う。</p> <p>c. 低圧代替注水系（常設）の起動準備操作</p> <p>緊急用母線受電操作完了後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を実施する。</p> <p>d. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作</p> <p>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止により原子炉水温が100℃に到達して原子炉圧力が上昇したことを確認し、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁1弁を開操作する。</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。</p> <p>f. 原子炉水位の調整操作</p> <p>低圧代替注水系（常設）により原子炉冷却材の蒸発量に応じた原子炉注水を実施し、原子炉水位を通常運転水位付近で維持する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（SA広帯域、SA燃料域）及び低圧代替注水系原子炉注水流量等である。</p> <p>g. 常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作及び非常用母線の受電準備操作の完了後、</p>	<p>・東海第二は中央制御室から常設代替高圧電源装置を起動することができ、原子炉水温が100℃に到達する前に低圧代替注水系（常設）の起動準備操作が可能である</p>

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>e. 残留熱除去系の原子炉停止時冷却モード運転</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の再開を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p> <p>5.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 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+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>なお、5.1「崩壊熱除去機能喪失」で考慮している事故シーケンス（「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」）は、事象進展が同様なので併せて本重要事故シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材及び注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定であり、当該プラントの状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定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、すべての評価項目を満足できる。</p> <p>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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作余裕時間を評価する。                      （添付資料 5.1.1, 5.1.2）</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>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表 5.2.2 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。</p> <p>a. 初期条件</p>	<p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。</p> <p>h. 原子炉保護系母線を受電操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作の完了後、非常用母線を介して原子炉保護系母線を受電する。</p> <p>i. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉冷却</p> <p>常設代替高圧電源装置による緊急用母線を介した非常用母線及び原子炉保護系母線を受電操作の完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転を再開する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転開始を確認するために必要な計装は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p> <p>j. 使用済燃料プールの冷却操作</p> <p>対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</p> <p>5.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 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+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。</p> <p>なお、「5.1 崩壊熱除去機能喪失」で考慮している事故シーケンス「残留熱除去系の故障（RHR S 喪失）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」は、事象進展が同様なので併せて本事故重要シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>本重要事故シーケンスで想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、当該プラントの状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定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。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の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操作時間余裕を評価する。                      （添付資料 5.1.1, 5.1.2）</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>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 5.2-2 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。</p> <p>a. 初期条件</p>	<p>・東海第二は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の格納容器隔離弁を開にするに当たって、原子炉保護系母線を受電が必要</p> <p>・柏崎はPRAにおいて原子炉冷却材浄化系等の残留熱除去系以外の崩壊熱除去機能を緩和設備として期待しているため、崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]+崩壊熱除去・注水系失敗）が抽出されている</p>

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備 考
<p>(a) 原子炉压力容器の状態                      原子炉压力容器の未開放時について評価する。原子炉压力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。</p> <p>(b) 崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約22MWである。                      なお、崩壊熱に相当する冷却材の蒸発量は約37m<sup>3</sup>/hである。                      (添付資料5.1.3)</p> <p>(c) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温                      事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>(d) 原子炉圧力                      原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力は大気圧が維持されているものとする※。                      ※実操作では低圧注水系の注水準備が完了した後で減圧を実施することとなり、低圧代替注水（常設）系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p>	<p>(a) 原子炉压力容器の状態                      原子炉压力容器の未開放時について評価する。原子炉压力容器の開放時については、<b>遮蔽維持水位到達までの時間余裕の観点で厳しくなる</b>未開放時の評価に包絡される。</p> <p>(b) 崩壊熱                      原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約18.8MWである。                      なお、崩壊熱に相当する冷却材の蒸発量は約27m<sup>3</sup>/hである。                      (添付5.1.3)</p> <p>(c) 原子炉初期水位及び初期水温                      事象発生前の原子炉の水位は通常運転水位とし、また、原子炉初期水温は<b>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</b>の設計温度である52℃とする。</p> <p>(d) 原子炉圧力                      原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力は大気圧<b>程度に維持されているものとする</b>※。                      ※：実操作では低圧<b>代替注水系（常設）</b>の準備が完了した時点で減圧を実施することとなり、低圧<b>代替注水系（常設）</b>の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。このため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な評価となる。</p>	
<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象                      送電系統又は<b>所内</b>主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定                      全ての非常用ディーゼル発電機の<b>機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</b></p> <p>(c) 外部電源                      外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 低圧代替注水（常設）による原子炉注水流量                      低圧代替注水（常設）による原子炉注水流量は150m<sup>3</sup>/hとする。</p> <p>(b) <b>代替原子炉補機冷却系</b>                      伝熱容量は約23MW（原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃において）とする。</p>	<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象                      送電系統又は主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定                      全ての非常用ディーゼル発電機<b>及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失するものとする。</b></p> <p>(c) 外部電源                      外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量                      低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量は、<b>崩壊熱による蒸発を上回る流量</b>とする。</p>	<p>・設備の違い</p> <p>・東海第二は、原子炉水位が低下する前に低圧代替注水（常設）の準備操作が完了し、崩壊熱による蒸発分を補う程度の注水を実施する</p>

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6/7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）                      伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（原子炉冷却材温度 52℃，海水温度 30℃において）とする。</p> <p>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、「1.3.5 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。</p> <p>(a) 事象発生 145 分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 145 分後から開始する。</p> <p>(c) 残留熱除去系（停止時冷却モード運転）は軸受等の冷却が必要となるため、代替原子炉補機冷却系の準備が完了する事象発生 20 時間後から開始する。</p> <p>(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図 5.2.3 に、原子炉水位の推移を図 5.2.5 に、原子炉水位と線量率の関係を図 5.2.6 に示す。</p> <p>a. 事象進展                      事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、原子炉水温が上昇し、約 1 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、事象発生から 145 分経過した時点で、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、原子炉水位は有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するとどまる。水位回復後は、蒸発量に応じた注水を実施することによって、原子炉水位を適切に維持することができる。</p> <p>事象発生から 20 時間経過した時点で、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。</p> <p>b. 評価項目等                      原子炉水位は、図 5.2.5 に示すとおり、有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水を維持する。</p> <p>原子炉圧力容器は未開放であり、図 5.2.6 に示すとおり、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が確保される水位）※である有効燃料棒頂部の約 2.0m を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h を下回る）。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。</p> <p>なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。</p> <p>事象発生 145 分後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧代替注水系（常設）</p>	<p>(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）                      伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり 43MW（原子炉冷却材温度 100℃，海水温度 32℃において）とする。</p> <p>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、「1.3.5 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。</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備操作は、事象発生 25 分後から開始する。</p> <p>(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転は、非常用母線及び原子炉保護系母線の受電操作が必要となるため、事象発生 4 時間 10 分後から開始する。</p> <p>(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 5.2-2 図に、原子炉水位の推移を第 5.2-4 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 5.2-5 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展                      事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、原子炉水温が上昇し、約 1.1 時間後に沸騰、蒸発することで原子炉水位は低下し始めるが、事象発生後速やかに全交流動力電源喪失を判断し、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、事象発生から 25 分経過した時点で低圧代替注水系（常設）を起動し、原子炉注水準備操作を行い原子炉冷却材の蒸発量に応じて原子炉注水を実施することによって、原子炉水位を通常運転水位付近で維持することができる。</p> <p>事象発生から 4.1 時間経過した時点で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）原子炉圧力容器の除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。</p> <p>(b) 評価項目等                      原子炉水位は、第 5.2-4 図に示すとおり、蒸発量に応じた注水により通常運転水位付近で維持でき、燃料有効長頂部は冠水を維持する。</p> <p>原子炉圧力容器は未開放であり、第 5.2-6 図に示すとおり、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が確保される水位）※である燃料有効長頂部の約 1.7m を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h を下回る）。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。</p> <p>なお、事象発生前に現場にいた作業員の待避における放射線影響については、現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。</p> <p>事象発生から 4.1 時間経過した時点で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転を再</p>	

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>の安定した原子炉注水を継続することから、長期的に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。</p> <p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>※必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ、十分余裕のある値であり、かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（約 6mSv/h）を考慮した値（10mSv/h）とする。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約 2.0m 上（通常水位から約 2.4m 下）の位置である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.5, 5.1.6, 5.2.1)</p> <p>5.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失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、常設代替交流電源設備による受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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、表 5.2.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位、原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器の状態に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 42℃～約 48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>開することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>※：必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度（100mSv）と比べ、十分余裕のある値であり、かつ施設定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（約 3.5mSv/h）を考慮した値（10mSv/h）とする。この線量率となる水位は、有効燃料長頂部の約 1.7m 上（通常水位から約 3.6m 下）の位置である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.5, 5.2.1)</p> <p>5.2.3 不確かさの影響評価</p> <p>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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失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、常設代替高圧電源装置による受電、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>初期条件、事故条件および重大事故等対策に関連する機器条件は、第 5.2-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位、原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器の状態に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は 18MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 43℃～51℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6／7号（2017年3月6日版）	東二	備考
<p>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が確保される水位）である有効燃料棒頂部の約 2.0m に到達するまでの時間は約 2 時間となり、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されていることから放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 42℃～約 48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して、最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器未開放の場合は評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器開放状態とした場合は原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は 18MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉冷却材温度が 100℃に到達するまでの時間余裕が約 0.9 時間であることに對し、事象発生から 25 分経過した時点で低圧代替注水系（常設）を起動し、原子炉注水準備操作を行い原子炉冷却材の蒸発量に応じて原子炉注水を実施することによって、原子炉水位を通常運転水位付近で維持することができるため、原子炉水位が必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が確保される水位）を下回ることはなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 43℃～51℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉冷却材の沸騰開始までの時間余裕が長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>※ 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水（常設）による原子炉注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 145 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について実態の運転操作は、認知に 10 分間、移動に 20 分間、操作所要時間に 115 分間の合計 145 分間※であり、評価上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、その影響を受けるが、実態の操作開始時間は、評価上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 20 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に 10 時間、その後の作業に 10 時間の合計 20 時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性がある。</p> <p>※6,7号炉同時被災時において6,7号炉共通設備である第一ガスタービン発電機起動を実施する号炉での対応時間を想定</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は評価上の設定とほぼ同等である</p>	<p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器が開放の場合は原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替高圧電源装置からの緊急用母線の受電、及び低圧代替注水系（常設）の起動による原子炉注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替高圧電源装置からの緊急用母線の受電操作について実態の運転操作は、移動及び操作所要時間を合計して約4分間であり、評価上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。操作条件の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作後に実施するため、受電操作の完了時刻の影響を受けるが、実態の操作時間が評価上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替高圧電源装置からの緊急用母線の受電、及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析</p>	



5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6/7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>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。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施しているため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(添付資料 5.2.2)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>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し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、当該操作に対する時間余裕について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 3 時間、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの 145 分は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生後約 20 時間後の操作であり時間余裕がある。仮に操作が遅れる場合は、原子炉への注水は継続する。</p> <p>(添付資料 5.2.2)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>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操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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。</p> <p>5.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生 10 時間までの必要な要員は、「5.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり 18 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の 64 名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 26 名であり、発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p>	<p>上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 5.2.2)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>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での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替高圧電源装置からの緊急用母線の受電、及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作の時間余裕については、原子炉水位が通常水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.5 時間、通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は約 6.3 時間であり、事象発生から 24 分で原子炉注水準備が完了するため、十分な時間余裕を確保できる。</p> <p>(添付資料 5.2.2)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>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操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な時間余裕を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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。</p> <p>5.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「5.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 7 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び災害対策要員の 37 名で対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p>	

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6／7号（2017年3月6日版）	東二	備考
<p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水について，7日間の対応を考慮すると，号炉あたり約610m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると，合計約1,220m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として，各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水量を保有している。これにより，6号及び7号炉の同時被災を考慮しても，注水によって復水貯蔵槽を枯渇することなく，必要な水量が確保可能であり，7日間の継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 5.2.3）</p>	<p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については，7日間の対応を考慮すると，合計約90m<sup>3</sup>必要となる。</p> <p>水源として，代替淡水貯槽に約4,300m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより，水源が枯渇することなく注水継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 5.2.3）</p>	<p>・設備の違い</p>
<p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については，保守的に事象発生直後からの運転を想定すると，7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却設備専用の電源車については，保守的に事象発生直後からの運転を想定すると，7日間の運転継続に号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプについては，保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると，7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト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すると，7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計約1,073kL）6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約200kL）にて合計約2,240kLの軽油を保有しており，これらの使用が可能であることから，常設代替交流電源設備による電源供給，代替原子炉補機冷却系の運転，免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について，7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 5.2.4）</p>	<p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備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すると，7日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから，常設代替交流電源設備による電源供給について，7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 5.2.4）</p>	<p>・設備の違い</p>
<p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については，重大事故対策等に必要となる負荷として，6号及び7号炉で約2,232kW（6号炉：約1,104kW，7号炉：約1,128kW）必要となるが，常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり，必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また，免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても，必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>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，不要な直流負荷の切り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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 5.2.5）</p>	<p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の負荷については，重大事故等対策時に必要となる負荷として約4,255kW必要となるが，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は5,520kWであることから，必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>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，不要な負荷の切り離しを行うことにより，事象発生後24時間の直流電源の供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 5.2.5）</p>	<p>・設備の違い</p>
<p>5.2.5 結論</p> <p>事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」では，原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し，残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シナリオグループ「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，初期の対策として，常設代替交流電源設備による交流電源供給手段，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段，安定状態に</p>	<p>5.2.5 結論</p> <p>事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」では，原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し，残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シナリオグループ「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，初期の対策として，常設代替高圧電源装置による緊急用母線への交流電源の供給手段，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p>	

5.2 全交流動力電源喪失

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>向けた対策として、<b>代替原子炉補機冷却系を介した</b>残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱手段を整備している。</p> <p>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「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・<b>注水系</b>失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設代替交流電源設備による交流電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び<b>代替原子炉補機冷却系を介した</b>残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間及び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。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。</p>	<p>手段、長期の安定状態に向けた対策として、残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱手段を整備している。</p> <p>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「外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・<b>炉心冷却</b>失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設代替高圧電源装置による緊急用母線への交流電源の給電、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間及び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<b>時間余裕</b>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。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び残留熱除去系による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。</p>	