

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.2.1 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「高圧注水・減圧機能喪失」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「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」、②「過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」、③「通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」、④「通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」、⑤「サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」及び⑥「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が喪失することを想定する。このため、原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、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炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉が高圧のまま減圧できずに炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、重大事故等対策の有効性評価には、高圧注水機能又は原子炉減圧機能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>ここで、高圧注水・減圧機能喪失が生じた際の状況を想定すると、事象発生の後、重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも、高圧注水に期待せず、設計基準事故対処設備による減圧にも失敗した後に、重大事故等対処設備によって減圧し、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する場合の方が、原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考えられる。このことから、本事故シーケンスグループに対しては、高圧の注水機能に期待しない対策及び減圧機能の有効性を評価することとする。なお、高圧注水及び減圧機能喪失が生じ、重大事故等対処設備の注水手段としては高圧注水のみ期待可能な事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失時の直流電源喪失がある。これについては、2.3.3において主に高圧代替注水系の有効性を確認している。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損</p>	<p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.2.1 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「高圧注水・減圧機能喪失」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「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗」、②「手動停止/サポート系喪失（手動停止）+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗」及び③「サポート系喪失（自動停止）+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故を除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失するとともに、原子炉減圧機能も喪失することで原子炉へ注水する機能が喪失することを想定する。このため、原子炉圧力制御に伴い原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、保有水量が減少することで原子炉水位が低下し、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下が継続し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、低圧注水機能は維持されるが高圧注水機能が喪失するとともに原子炉が高圧のまま減圧できないため炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、重大事故等対処設備の有効性評価としては、高圧注水機能又は減圧機能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>高圧注水・減圧機能喪失が発生した場合、重大事故等対処設備により高圧の原子炉注水を実施する方が、より早期に原子炉注水を開始することが可能となり、原子炉水位の低下が小さくなることで燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕は大きくなる。また、高圧の原子炉注水を実施した場合でも、中長期的にはサブプレッション・プール熱容量制限に到達した時点で原子炉を減圧して低圧の原子炉注水に移行するため、事象進展は同じとなる。このため、本事故シーケンスグループに対しては、代表として減圧機能に対する重大事故等対処設備の有効性を確認することとする。</p> <p>以上により、本事故シーケンスグループでは、代替の原子炉減圧機能により原子炉を減圧し低圧注水機能を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図る。また、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い格納容器破損の防止を図る。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、炉心が著しい損傷に至ること</p>	<p>・PRAの成功基準の違い</p> <p>東海第二は逃がし安全弁1弁の開放（再閉鎖失敗を含む）にて原子炉減圧に成功するため、「逃がし安全弁再閉鎖失敗」を含む事故シーケンスは高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）の事故シーケンスグループに分類</p> <p>・ここでは安全機能に着目した表現とし、後段でこれらの安全機能を担保する具体的な設備を説明</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6／7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧手段、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、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格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図2.2.1 から図2.2.2 に、手順の概要を図2.2.3 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2.2.1 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、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16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8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名である。必要な要員と作業項目について図2.2.4 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、16名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認        運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧注水機能喪失確認        原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。</p> <p>高圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p>	<p>なく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として過渡時自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）による原子炉自動減圧手段並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段を整備する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として、残留熱除去系による格納容器除熱手段を整備する。対策の概略系統図を第2.2-1図に、対応手順の概要を第2.2-2図に、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における手順と設備との関係を第2.2-1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、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災害対策要員で構成され、合計6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、発電長1名、副発電長1名、運転操作対応を行う運転員2名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う災害対策要員は2名である。これらの要員と作業項目について第2.2-3図に示す。</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、6名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラムの確認        運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。原子炉スクラムの確認に必要な計装設備は、平均出力領域計装等である。</p> <p>b. 高圧注水機能喪失の確認        原子炉スクラム後、原子炉水位の低下が継続し、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達したが、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が自動起動していないことを確認し、中央制御室からの遠隔操作によりこれらの系統の手動起動を試みるが、これにも失敗したことを確認する。</p> <p>高圧注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、各系統の流量計等である。</p> <p>c. 高圧代替注水系による原子炉注水        高圧注水機能喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動し、原子炉注水を開始することで原子炉水位が回復することを確認する。なお、本操作は解析上考慮しない。</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は、高圧代替注水系系統流量計等である。</p> <p>d. 高圧注水機能の回復操作        対応可能な要員にて高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の回復操作を実施する。</p>	<p>・東海第二ではTQUXの機能喪失状態を踏まえ、低圧ECCS4台に期待した有効性評価を実施している。なお、残留熱除去系（低圧注水系）1台のみに期待した場合の感度解析も合わせて実施している。</p> <p>・プラント基数の違い        ・必要要員数の違い</p> <p>・設備設計の違い</p> <p>・東海第二では解析上考慮しない操作及び対応可能な要員にて実施する操作についても記載（ヒアコメント対応）</p>

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

柏崎 6 / 7 号 (2016 年 12 月 19 日版)	東二	
<p>原子炉水位はさらに低下し、原子炉水位低（レベル1）で残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動する。</p> <p>c. 代替自動減圧ロジック動作確認</p> <p>原子炉水位低（レベル1）到達の10分後及び残留熱除去系ポンプ運転時に代替自動減圧ロジックにより、逃がし安全弁4個が自動で開放し、原子炉が急速減圧される。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力等である。</p> <p>d. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が残留熱除去系（低圧注水モード）の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>e. 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位維持を確認後、異なる残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>f. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転により、プール水温が静定することを確認後、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転に切替える。これにより原子炉は冷温停止状態に移行する。</p>	<p>e. 低圧炉心スプレイ系等の自動起動の確認</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）信号発信により低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が自動起動する。</p> <p>低圧炉心スプレイ系等の自動起動の確認に必要な計装設備は、原子炉水位計（広帯域、燃料域）、低圧炉心スプレイ系吐出圧力計等である。</p> <p>外部電源が喪失している場合は、ディーゼル発電機が自動起動し、非常用母線に電源を供給する。</p> <p>f. 原子炉自動減圧の確認</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）信号発信の10分後、かつ低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が吐出圧が確保されている場合、過渡時自動減圧回路により逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2弁が自動開放することで原子炉が減圧される。</p> <p>原子炉自動減圧の確認に必要な計装設備は、原子炉水位計（広帯域、燃料域）、原子炉圧力計等である。</p> <p>炉心損傷がないことの継続的な確認に必要な計装設備は、格納容器券囲気放射線モニタ（D/W, S/C）である。</p> <p>g. 原子炉水位の調整操作</p> <p>過渡時自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）による原子炉減圧により、原子炉圧力が低圧炉心スプレイ系の吐出圧力を下回ると、原子炉注水が開始されることで原子炉水位が回復する。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を監視しつつ、低圧炉心スプレイ系により原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持する。</p> <p>原子炉水位の調整操作に必要な計装設備は、原子炉水位計（広帯域、燃料域）、原子炉圧力計等である。</p> <p>h. 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却</p> <p>低圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持を確認後、低圧注水運転をしていた残留熱除去系をサブプレッション・プール冷却運転に切り替えることで、サブプレッション・プール冷却を開始する。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却に必要な計装設備は、サブプレッション・プール水温度計等である。</p> <p>以降、炉心冷却は低圧炉心スプレイ系を用いた原子炉注水により継続的に行い、格納容器除熱は残留熱除去系により継続的に行う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載箇所の違い</li> <li>・設備の違い</li> <li>・原子炉水位が燃料有効長頂部を下回った場合の確認として、炉心損傷がないことの継続的な確認を記載</li> <li>・東海第二では、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを使用した場合の長期的な安全状態の維持に関する定量評価は、「添付資料 2.1.1</li> </ul>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転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>2.2.2 炉心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、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、E C C S注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER、シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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。</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表2.2.2に示す。また、主要な</p>	<p>東二</p> <p>i. 使用済燃料プールの冷却操作        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>j. 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作        対応可能な要員にて可搬型代替注水大型ポンプにより淡水貯水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。</p> <p>k. タンクローリによる燃料補給操作        対応可能な要員にてタンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。</p> <p>2.2.2 炉心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、過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因事象とする「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、気液熱非平衡及び三次元効果、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及びE C C S注水（給水系・代替注水設備含む）並びに格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、サブプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。なお、本有効性評価では、SAFERコードによる燃料被覆管温度の評価結果は、ベストフィット曲線の破裂判断基準に対して十分な余裕があることから、燃料棒やチャンネルボックスの幾何学的配置を考慮した詳細な輻射熱伝達計算を行うことで燃料被覆管温度の評価結果がSAFERコードより低くなるCHASTEコードは使用しない。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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。</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主要な解析条件を第2.2-2表に示す。また、主要な解析条件に</p>	<p>（別紙1）安定状態の維持について」において提示</p> <p>・東海第二では解析上考慮しない操作及び対応可能な要員にて実施する操作についても記載（ヒアコメント対応）</p> <p>・記載の順番の違い。解析コードの重要現象の記載順に合わせた。</p> <p>・東海第二では被覆管温度はそれほど高温とならないためCHASTE評価は不要と判断</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>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. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できるものとする。 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低（レベル3）による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早い ため、炉心冷却上厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル3）信号により再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）信号により残りの再循環ポンプ6台を自動停止するものとする。</p> <p>(c) 原子炉減圧機能 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。</p> <p>代替自動減圧ロジックを用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧は、原子炉水位低（レベル1）到達から10分後に開始し、自動減圧機能付き逃がし安全弁4個により原子炉減圧する。容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p>	<p>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. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はあるものとする。 外部電源がある場合、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて発生する。このため、原子炉水位の低下が大きくなることで、燃料被覆管温度の観点で厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号により再循環ポンプを全台トリップさせるものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の安全弁機能にて原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するものとする。</p> <p>また、過渡時自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）による原子炉減圧は、原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達から10分後に開始し、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2弁により原子炉を自動開放するものとし、容量として1弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p>	<p>・設備設計の違い</p> <p>・東海第二では、原子炉圧力制御時に逃がし安全弁（逃がし弁機能）に駆動用窒素を供給する不活性ガス系をSA設備と位置付けないため、バネ駆動の安全弁機能に期待している。但し、原子炉減圧時の逃がし安全弁駆動に必要な窒素はSA設備である高圧窒素ガス供給系（非常用）より供給される。</p> <p>・設備設計の違い</p>

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>(d) 残留熱除去系（低圧注水モード）</p> <p>原子炉水位低（レベル1）到達後、残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、954m<sup>3</sup>/h（0.27MPa[diff]において）にて原子炉注水する。</p> <p>(e) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）</p> <p>伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サブプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）とする。</p> <p>以降、炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は、残留熱除去系により継続的に行う。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、原子炉水位高（レベル8）を確認後、開始する。</p> <p>(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転操作は、原子炉圧力が0.93MPa[gage]まで低下したことを確認後、事象発生12時間後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量、原子炉压力容器内の保有水量の推移を図2.2.5から図</p>	<p>(d) 低圧炉心スプレイ系</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）信号で自動起動し、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最小流量特性（0～1,561m<sup>3</sup>/h、注水圧力0～1.99MPa[diff]※において）で原子炉へ注水するものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点まで回復した以降は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の範囲に維持する。</p> <p>※：MPa[diff]…原子炉压力容器と水源との差圧。（以下同様）</p> <p>(e) 残留熱除去系（低圧注水系）</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル1）信号で3系統が自動起動し、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、1台あたり最小流量特性（0～1,676m<sup>3</sup>/h、注水圧力0～1.55MPa[diff]）で原子炉へ注水するものとする。また、原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点まで回復し、低圧炉心スプレイ系のみにより原子炉水位の維持が可能な場合は、注水を停止する。</p> <p>(f) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）</p> <p>低圧注水運転にて自動起動した残留熱除去系のうち、1系統をサブプレッション・プール冷却運転に切り替えるものとし、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約43MW（サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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) 残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作は、運転手順に基づき、原子炉水位の制御範囲（原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点）を踏まえ、原子炉注水による炉心冷却達成後の操作として、運転モードの切替えに要する時間を考慮し、原子炉水位高（レベル8）設定点到達の5分後に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）※、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉压力容器内の保有水量の推移を第2.2-4図から第2.2-8</p>	<p>・東海第二ではTQUXの機能喪失状態を踏まえ、低圧ECCS4台に期待した有効性評価を実施している。なお、残留熱除去系（低圧注水系）1台のみに期待した場合の感度解析も合わせて実施している。</p> <p>・設備設計の違い</p> <p>・設備設計の違い</p> <p>・東海第二では、L8到達後に操作に要する時間を考慮して設定</p> <p>・東海第二では、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを使用した場合の長期的な安全状態の維持に関する定量評価は、「添付資料2.1.1（別紙1）安定状態の維持について」において、提示して</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>2.2.10に、燃料被覆管温度、燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図2.2.11から図2.2.16に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図2.2.17から図2.2.20に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉がスクラムするが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1.5）で高圧炉心注水系の起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1）で残留熱除去系（低圧注水モード）が起動する。原子炉水位低（レベル1）到達の10分後に代替自動減圧ロジックにより、逃がし安全弁4個が開き、原子炉が急速減圧される。減圧後に、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始される。</p> <p>再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル3）で4台トリップし、原子炉水位低（レベル2）で残り6台がトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル1.5）で全閉する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、燃料被覆管温度は低下することから、ボイド率は低下し、熱伝達係数は上昇する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、上記に伴い変化する。また、炉心が再冠水した以降は、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。</p> <p>※炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内側の水位を示した。シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の</p>	<p>図に、燃料被覆管温度、燃料被覆管最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管最高温度発生位置におけるボイド率、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管破裂が発生した時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.2-9図から第2.2-14図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温の推移を第2.2-15図から第2.2-18図に示す。</p> <p>※：炉心冷却の観点ではシュラウド内水位に着目し、運転員操作の観点ではシュラウド外水位に着目するためシュラウド内外水位を合わせて示している。なお、炉心の再冠水過程においては、シュラウド内は炉心部で発生するボイドを含む二相水位であることから、シュラウド内水位の方が高めの水位となることもある。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>給水流量の全喪失が発生することで原子炉水位は低下し、原子炉水位低（レベル3）信号により原子炉がスクラムする。その後、原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点まで低下すると、主蒸気隔離弁の閉止及び再循環ポンプトリップが発生するとともに、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動信号が発信するが、機器故障等により自動起動及び手動起動に失敗する。</p> <p>事象発生の約21分後に原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）設定点に到達すると、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が自動起動するとともに、過渡時自動減圧回路の作動タイマーが動作し、この10分後、事象発生の約31分後に過渡時自動減圧回路により逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2弁が自動開放する。原子炉減圧が開始されると、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）開放による蒸気流出によって原子炉水位は低下し、燃料有効燃料棒頂部を下回るが、原子炉圧力が低下し低圧炉心スプレイ系等による原子炉注水が開始されると、原子炉水位が回復し炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管最高温度発生位置のボイド率は、原子炉減圧による原子炉圧力の低下に伴い上昇する。熱伝達係数は、燃料被覆管最高温度発生位置が露出し、核沸騰冷却から蒸気冷却に移行することで低下する。原子炉圧力が低下し、低圧炉心スプレイ系等による原子炉注水流量が増加することで炉心が再冠水すると、ボイド率は低下し、熱伝達係数が増加することで燃料被覆管温度は低下する。高出力燃料集合体及び炉心下部プレナムのボイド率については、上記の挙動に伴い増減する。</p> <p>また、炉心が再冠水した以降は、残留熱除去系による格納容器除熱を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</p>	<p>いる。</p> <p>・記載箇所の違い</p> <p>・設備設計の違い</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7 号 (2016 年 12 月 19 日版)	東二	
<p>水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を、7 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、図 2.2.11 に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 761℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図 2.2.5 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.07MPa[gage]及び約 101℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>図 2.2.6 に示すとおり、残留熱除去系（低圧注水モード）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、12 時間後に残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.2)</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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操作時間余裕を評価するものとする。</p>	<p>東二</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は、第 2.2-9 図に示すとおり、低圧炉心スプレイ系等による原子炉注水により原子炉水位が回復するまでの期間は、一時的な炉心の露出に伴い上昇し、事象発生の約 41 分後に最高温度の約 711℃に到達するが、評価項目である 1,200℃を下回る。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体で発生している。また、燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、評価項目である 15%を下回る。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.2-4 図に示すとおり、逃がし安全弁（安全弁機能機能）の作動により、約 7.79MPa[gage]以下に維持される。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（0.3MPa 程度）を考慮しても、約 8.09[gage]以下であり、評価項目である最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を下回る。</p> <p>格納容器圧力は、第 2.2-15 図に示すとおり、事象発生後に上昇傾向が継続するが、事象発生の約 41 分後にサブプレッション・プール冷却を実施することにより上昇が抑制され、崩壊熱が残留熱除去系の除熱能力を下回った以降に低下傾向となる。このため、格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は、約 0.04MPa[gage]となり、評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回る。</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第 2.2-16 図に示すとおり、事象発生の約 128 時間後に最高値の約 90℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、評価項目である 200℃を下回る。</p> <p>第 2.2-5 図に示すように、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を継続することで、原子炉の冠水状態を維持し、高温停止状態での炉心冷却が確保されている。また、第 2.2-15 図及び第 2.2-16 図に示すように、サブプレッション・プール冷却を実施することで、安定状態が確立し、またその状態を維持することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.1)</p> <p>安定状態が確立した以降は、機能喪失している設備の復旧に努めるとともに、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転とし、冷温停止状態とする。</p> <p>以上により、本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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は、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。</p>	<p>・東海第二では、原子炉圧力制御時に逃がし安全弁（逃がし弁機能）に駆動用窒素を供給する不活性ガス系を SA 設備と位置付けないため、バネ駆動の安全弁機能に期待している。但し、原子炉減圧時の逃がし安全弁駆動に必要な窒素は SA 設備である高圧窒素ガス供給系（非常用）より供給される。</p> <p>・期待する設備</p> <p>・東海第二では冷温停止又は高温停止まで記載（ヒアコメント対応）</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>高圧注水・減圧機能喪失では、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の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。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（冠水後の流量調整操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さく、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.3)</p>	<p>本重要事故シーケンスは、高圧注水・減圧機能喪失に伴い原子炉水位が低下するため、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が自動起動した後に過渡時自動減圧回路により原子炉が自動減圧し炉心を冷却すること並びに残留熱除去系による格納容器除熱を実施することが特徴である。よって、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作及び事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作として、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を実施する重要現象は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、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>炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移及び気液熱非平衡の不確かさとして、解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保され、燃料被覆管温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があるが、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保され、燃料被覆管温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析において区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さく、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.2)</p>	

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めめに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めめに評価することから、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>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めめに評価することから、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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めめに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.3)</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移及び気液熱非平衡の不確かさとして、解析コードは実験解析において熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めめに評価し、有効性評価解析においても燃料被覆管温度を高めめに評価することから、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>炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、燃料被覆管温度を高く評価することから、実際の燃料被覆管温度は低めとなり、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>格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析において区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めめに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.2)</p>	
<p>(2) 解析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 2.2.2 に示すとおりであり、こ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、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があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目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>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心</p>	<p>(2) 解析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、第 2.2-2 表に示すとおりであり、これらの条件設定を設計値等の最確条件とした場合の影響を評価する。解析条件の設定にあたっては、設計値を用いるか又は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保守的な設定をしていることから、この中で事象進展に有意な影響を与える可能性がある項目について、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>初期条件の燃料棒最大線出力密度は、解析条件で設定した 44.0kW/m に対して最確条件は約 33~41kW/m であり、最確条件とした場合は燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保され、燃料被覆管温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件で設定した燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は 33Gwd/t 以下であり、最確条件とした場合は崩壊熱が小さくなる傾向となるため、原子炉からサブプレッション・プールに流出する蒸気量が減少することで、原子炉水位の低下</p>	<p>・格納容器空間体積などは設計値を使用し、D/W 雰囲気温度の初期条件などは保守的な条件を設定している。</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）への移行は冠水後の操作であるため、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、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.3)</p>	<p>は遅くなるが、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器圧力、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温度の上昇が遅くなるが、これらのパラメータを起点とする運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器圧力、ドライウェル雰囲気温度、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、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>事故条件の外部電源の有無については、外部電源の有無によらず、非常用母線は外部電源又は非常用ディーゼル発電機等から自動的に受電されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）は、最確条件とした場合は実際の注水流量が解析よりも大きくなるため、注水開始後の原子炉水位の回復が早くなり、炉心冷却達成後（炉心冠水後）に実施する残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作の開始は早くなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.2.2)</p>	
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなり、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>事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。</p> <p>機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになる</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料棒最大線出力密度は、解析条件で設定した 44.0kW/m に対して最確条件は約 33~41kW/m であり、最確条件とした場合は燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件で設定した燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は 33GWd/t 以下であり、最確条件とした場合は崩壊熱が小さくなる傾向となるため、原子炉からサブプレッション・プールに流出する蒸気量が減少することで、原子炉水位の低下は緩和され、格納容器圧力等の上昇は遅くなることから、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>事故条件の外部電源の有無については、外部電源がない場合でも、非常用母線は非常用ディーゼル発電機等から自動的に受電されることで低圧炉心スプレイ系等の電源は確保されるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性の保守性）、燃料被覆管温度の上昇</p>	<p>・炉心設計の違い</p> <p>・炉心運用の違い</p>

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>ため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料 2.2.3)</p> <p>b. 操作条件                      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                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位高（レベル8）到達時（事象発生から約50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、複数の残留熱除去系を用いて低圧注水モードによる原子炉水位維持操作とサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転操作を同じ運転員が操作することから、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの操作開始時間は変動しうが、その時間は短く、実態の操作開始時間は解析上の設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。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であることから、他の操作に与える影響はない。                      (添付資料 2.2.3)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、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解析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。                      (添付資料 2.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                      操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作については、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転開始までの時間は事象発生から約50分後であり、運転操作が遅れる場合においても、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり約17時間であり、約16時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。また、格納容器限界圧力0.62MPa [gage]に至るまでの時</p>	<p>が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料 2.2.2)</p> <p>b. 操作条件                      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する。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                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位高（レベル8）設定点到達（事象発生から約36分）から5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、不確かさ要因により操作開始時間に与える影響はなく、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等となる。本操作は、解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより、操作開始時間が早くなる可能性があるが、他の操作との重複もないことから、この他の操作に与える影響はない。                      (添付資料 2.2.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）によるサブプレッション・プール冷却操作は、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解析上の操作開始時間よりも早くなる可能性があるが、この場合には、格納容器除熱の開始が早くなることで格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                      (添付資料 2.2.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                      操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。                      操作条件の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）のサブプレッション・プール冷却操作は、サブプレッション・プール冷却の開始は事象発生から約41分後であり、運転操作が遅れる場合においても、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作の実施基準である279kPa [gage]に到達するまでの時間は、事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり事象発生から約14時間後であり、準備時間が確保できるため、時間余裕</p>	<p>・東海第二の操作は低圧炉心スプレイ系と残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却は別の運転員が実施する。</p> <p>・格納容器圧力上昇時には、310kPa[gage]到達による格納容器ベントの前に279kPa[gage]にて代替格納容器スプレイを実施するこ</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約38時間であり、約37時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 2.2.3)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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操作時間余裕を確認した。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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.2.4 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「高圧注水・減圧機能喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり16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72名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、必要な水源、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>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所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</p>	<p>がある。</p> <p>(添付資料 2.2.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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操作時間余裕を確認した。この結果、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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>2.2.4 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「高圧注水・減圧機能喪失」において重大事故等対策に必要な要員は、「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり6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」で示す運転員及び災害対策要員の39名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。</p> <p>a. 水 源</p> <p>低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水については、サブプレッション・プールを水源とすることから、水源が枯渇することはないと、7日間の注水継続が可能である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p>b. 燃 料</p> <p>外部電源喪失を想定していない。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合、非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約484.0kLの軽油が必要となる。高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を</p>	<p>とから、ここまでの操作時間余裕を評価</p> <p>・必要要員数の違い</p> <p>・燃費及び設備容量違い</p> <p>・東海第二の緊急時対策所は、専用の電源及び燃料を確保</p>

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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

柏崎 6／7号（2016年12月19日版）	東二	
<p>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1,581kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉 合計約2,040kL）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、非常用ディーゼル発電機による電源供給、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 2.2.4）</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による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>2.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧手段、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段、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及び原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」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、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水、残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>想定すると、7日間の運転継続に約130.3kLの軽油が必要となる。</p> <p>軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル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 2.2.4）</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源喪失を想定していない。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合、重大事故等対策時に必要な負荷のうち、非常用ディーゼル発電機等からの電源供給を考慮する負荷については、非常用ディーゼル発電機等の容量内に収まることから、電源供給が可能である。</p> <p>2.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、高圧注水機能及び減圧機能が喪失することで、原子炉水位の低下が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として過渡時自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）による原子炉自動減圧手段並びに低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、残留熱除去系による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗」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、過渡時自動減圧回路を用いた逃がし安全弁による原子炉自動減圧、低圧炉心スプレイ系等による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱を実施することで、炉心の著しい損傷を防止することができる。</p> <p>その結果、燃料被覆管最高温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力並びに格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持する</p>	<p>している（軽油貯蔵タンクには期待していない）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>東海第二のモニタリングポストは、常設代替高圧電源装置からの給電が可能</li> </ul> <p>東海第二の緊急時対策所は、専用の電源及び燃料を確保している（軽油貯蔵タンクには期待していない）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>東海第二のモニタリングポストは、常設代替高圧電源装置からの給電が可能</li> </ul>

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

柏崎 6 / 7号 (2016年12月19日版)	東二	
<p>解析コード及び解析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、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「高圧注水・減圧機能喪失」において、代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水等の炉心損傷防止対策は、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「高圧注水・減圧機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>ことができる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響について確認した結果、運転員等操作時間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、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、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、過渡時自動減圧回路を用いた逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）による原子炉自動減圧、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効性であることが確認でき、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対して有効である。</p>	

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

相違点

- ①東海第二では、燃料被覆管温度の評価結果が破裂判定曲線に対して十分な余裕があることから、この不確かさの与える影響はないとしています。
- ②東海第二では、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水に期待していることから、ROSA-III実験に基づき解析コードが2MPa以下の領域で原子炉圧力の低下を早く評価することで、低圧注水の開始タイミングが早まる場合でも、燃料被覆管温度を高め評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを記載しています。

東海第二

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最悪条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「解析条件を最悪条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最悪条件とした場合の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」にて確認。
	燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさとあわせてコード全体として、スプレイ冷却のない実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃程度高めに評価する。また、低圧代替注水系（常設）による注水での燃料棒冷却過程における蒸気相相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。	解析コードは、実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなることで、燃料被覆管温度は低くなるが、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保され、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードは、実験解析において熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析においても燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。	解析コードは、酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管温度を高く評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保され、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードは、酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、燃料被覆管温度を高く評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。したがって、ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。	解析コードは、燃料被覆管の破裂判定においておおむね保守的な判定結果を与え、有効性評価解析における燃料被覆管の最高温度は711℃であることから、ベストフィット曲線の破裂判断基準に対して180℃程度の余裕があり、燃料被覆管の破裂判定の不確かさが運転員等操作に与える影響はない。 ①	破裂発生前の被覆管の膨れ及び破裂発生の有無は、伝熱面積やギャップ熱伝達係数、破裂後の金属-水反応熱に影響を与え、燃料被覆管温度に影響を与える。解析コードは、燃料被覆管の破裂判定においておおむね保守的な判定結果を与え、有効性評価解析における燃料被覆管の最高温度は711℃であることから、ベストフィット曲線の破裂判断基準に対して180℃程度の余裕があり、燃料被覆管の破裂判定の不確かさにより、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位変化は、解析結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（蒸気相相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは20℃～40℃程度である。また、原子炉圧力の評価において、ROSA-IIIでは、LPCS スプレイの影響により2MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、解析上、低圧注水系等の注水開始タイミングを早める可能性があるが、この場合でも解析コードは被覆管温度を高めに評価しており、評価項目となるパラメータに対しては保守的な結果を与える。 ②	運転操作はシュラウド外水位（原子炉水位計）に基づく操作であることから、運転員等操作時間に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。	解析コードは、燃料被覆管温度に対して、解析結果に重畳する水位振動に伴う燃料棒冷却の不確かさの影響を考慮すると20℃～40℃程度低めに評価する可能性があるが、有効性評価解析における燃料被覆管の最高温度は711℃であり、評価項目に対して十分な余裕があることから、その影響は非常に小さい。また、低圧炉心スプレイ系に期待する場合、原子炉圧力の評価において、解析コードは、2MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、低圧注水系等の注水開始タイミングを早める可能性があるが、この場合でも解析コードは被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 ②

柏崎 6/7号（2016年12月19日版）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最悪条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「解析条件を最悪条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最悪条件とした場合の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」にて確認。
	燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさとあわせてコード全体として、スプレイ冷却のない実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて10℃～50℃程度高めに評価する。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気相相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。	解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて10℃～50℃高めに評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の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。	実験解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順（冠水後の流量調整操作）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化量及び発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。従って、ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定は概ね保守的となる。	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合においても概ね保守的な判定結果を与えるものとする。仮に格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があり、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作の起点が、格納容器圧力が限界圧力に到達するまでとなる。しかしながら、本解析においてはサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転により格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱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 破裂発生前の被覆管の膨れ及び破裂発生の有無は、伝熱面積やギャップ熱伝達係数、破裂後の金属-水反応熱に影響を与え、燃料被覆管の最高温度及び酸化割合に影響を与えることとなる。解析コードでは、前述の判定を行うための燃料被覆管温度を高めに評価することから、概ね保守的な結果を与えるものとする。
	沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位変化は、実験結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果と概ね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（蒸気相相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは20℃～40℃程度である。また、原子炉圧力の評価において、ROSA-IIIでは、2MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし、実験で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPCS スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧注水系を注水手段として用いる事故シナリオでは考慮する必要のない不確かさである。このため、燃料被覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧代替注水系の注水タイミングに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。 ②	運転操作はシュラウド外水位（原子炉水位計）に基づく操作であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。	② 炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

相違点

①東海第二では、解析コード審査資料の結論に基づき、原子炉压力容器の臨界流モデル及び二相流体の流動モデルは適切に評価することを記載しています。また、臨界流モデルの運転員等操作時間に与える影響については、評価項目となるパラメータに与える影響の記載と同様に、平衡均質流モデルを適用可能であることを記載しています。  
 東海第二の重要現象の記載順序については、解析コード審査資料の記載順に合わせている。

東海第二

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉压力容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	解析コードは、原子炉圧力変化を適切に評価することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。破断口及び逃げし安全弁からの流出は、压力容器ノズル又はノズルに接続する配管を通過し、平衡均質流に達するのに十分な長さであることから、管入口付近の非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質臨界流モデルを適用可能である。	解析コードは、原子炉圧力変化を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。破断口及び逃げし安全弁からの流出は、压力容器ノズル又はノズルに接続する配管を通過し、平衡均質流に達するのに十分な長さであることから、管入口付近の非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質臨界流モデルを適用可能である。
	沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位（シュラウド外水位）に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	① 解析コードは、ダウンカマ部の二相水位変化を適切に評価することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析コードは、ダウンカマ部の二相水位変化を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	ECCS注水（給水系・代替注水系含む）	原子炉注水モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。

柏崎 6/7号（2016年12月19日版）

表1-1 解析コードにおける重要現象の不確かさが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（高圧注水・減圧機能喪失）（2/2）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉压力容器	沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位（シュラウド外水位）に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	① 原子炉減圧及び注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果と概ね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉減圧及び注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	主蒸気逃げし弁流量は、設定圧力で設計流量が放出されるように入力で設定するため不確かさの影響はない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミング及び注水流量を適切に評価するため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。破断口及び主蒸気逃げし弁からの流出流量は、压力容器ノズルまたはノズルに接続する配管を通過し、平衡均質流に達するのに十分な長さであることから、管入口付近の非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質臨界流モデルを適用可能である。
	ECCS注水（給水系・代替注水系含む）	原子炉注水モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

相違点		分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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	
東海第二	格納容器	炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。 保守的な崩壊熱を入力値に用いており、解析モデルの不確かさの影響はない。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	
		原子炉圧力容器	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。 保守的な注水特性を入力値に用いており、解析モデルの不確かさの影響はない。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	
		格納容器各領域間の流動 気液界面の熱伝達	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR実験解析では、格納容器圧力及び炉内気温度について、温度成層化を含めて傾向をよく再現できることを確認した。格納容器炉内気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析では、格納容器炉内気温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。	解析コードは、HDR実験解析において区画によって格納容器炉内気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等。実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定され、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器炉内気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。			
		サブプレッション・プールの冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。 ポンプ流量及び除熱量は、設計値に基づき与えられており、解析モデルの不確かさの影響はない。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。		
柏崎 6/7号（2016年12月19日版）	表1-2 解析コードにおける重要現象の不確かさが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（高圧注水・減圧機能喪失）							
	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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		
	炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。		
	原子炉圧力容器	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。		
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 気液界面の熱伝達	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR実験解析では、格納容器圧力及び炉内気温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器炉内気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析では、格納容器炉内気温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。	HDR実験解析では区画によって格納容器炉内気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等。実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間には影響はない。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器炉内気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さく、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間には影響はない。	HDR実験解析では区画によって格納容器炉内気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等。実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器炉内気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。			
	サブプレッション・プールの冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の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」にて確認。			

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

相違点

東海第二

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	3,293MW	約 3,279～約 3,293MW (実績値)	定格熱出力を設定	最確条件とした場合には最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の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、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の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、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]	約 6.91～約 6.94MPa [gage] (実績値)	定格圧力を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、事故初期において主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、事故初期において主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため、事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約 122cm ～+132cm) (実績値)	通常運転水位を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、解析条件で設定した通常運転水位から高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号が発信する原子炉水位異常低下 (レベル 2) までの原子炉水位の低下量は約 2m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、解析条件で設定した通常運転水位から高圧炉心スプレイ系等の自動起動信号が発信する原子炉水位異常低下 (レベル 2) までの原子炉水位の低下量は約 2m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
炉心流量	48,300t/h (定格流量 (100%流量))	定格流量の約 86%～約 104% (実績値)	定格流量を設定	最確条件とした場合には、炉心流量の運転範囲において解析条件から変動しうるが、事故初期において原子炉がスクラムするとともに、再循環ポンプがトリップするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、炉心流量の運転範囲において解析条件から変動しうるが、事故初期において原子炉がスクラムするとともに、再循環ポンプがトリップするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料 (A型) と 9×9燃料 (B型) は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に 9×9燃料 (A型) を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料 (A型) 及び 9×9燃料 (B型) の混在炉心又はそれぞれ型式の単独炉心となる場合があるが、両型式の燃料の特性はほぼ同等であることから、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、9×9燃料 (A型) 及び 9×9燃料 (B型) の混在炉心又はそれぞれ型式の単独炉心となる場合があるが、両型式の燃料の特性はほぼ同等であることから、炉心冷却性に大きな差は無く、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m	約 33～41kW/m (実績値)	初期の燃料棒線出力密度が大きい方が燃料被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、保安規定の運転上の制限における上限値を設定	最確条件は解析条件で設定している燃料棒線出力密度よりも小さくなる。このため、燃料被覆管温度上昇が緩和されるが、事故初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保され、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件は解析条件で設定している燃料棒線出力密度よりも小さくなる。このため、燃料被覆管温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

Z

柏崎 6/7号 (2016年12月19日版)

表 2 解析条件を最確条件とした場合の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 (高圧注水・減圧機能喪失) (1/3)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	3,920MWt	3,924MWt 以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合には最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	約 7.05～7.12MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御され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。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御され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。
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約 +118cm ～約 +120cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム 10 分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約 4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 10mm であり非常に小さい。したがって、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。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム 10 分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約 4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 10mm であり非常に小さい。したがって、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。
炉心流量	52,200t/h (定格流量 (100%))	定格流量の約 91～約 110% (実績値)	定格流量として設定。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量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。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量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。
燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料 (A型) と 9×9燃料 (B型) は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に 9×9燃料 (A型) を設定。	最確条件とした場合には、9×9燃料の A型又は B型の炉心となるが、それらの混在炉心となるが、両型式の燃料の熱水力的特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9×9燃料の A型又は B型の炉心となるが、それらの混在炉心となるが、何れの型式も燃料の熱水力的特性はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
最大線出力密度	44.0kW/m	約 42.0kW/m 以下 (実績値)	設計目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、原子炉注水は代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

相違点

- ① 炉心設計の違い
- ② 東海第二では、通常運転時の圧力を包含する初期条件を設定しています。
- ③ 東海第二では、サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が小さくなる条件として、S/P 水位に対する保安規定の運転上の制限の下限値を設定しています。（補足説明資料 80）

東海第二

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	① 燃焼度 33GWd/t 以下 (実績値)	崩壊熱が大きい方が、原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となる。このため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなる傾向となるため、原子炉からサブプレッション・プールに流出する蒸気量が減少することで、原子炉水位の低下が遅くなるが、事象初期の原子炉注水は低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び過渡時自動減圧回路による原子炉自動減圧により確保されることから、運転員等操作時間を与える影響はない。また、格納容器圧力、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温の上昇が遅くなるが、これらのパラメータを起点とする運転員等操作時間には影響はない。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、燃料からの発熱が小さくなり、原子炉からサブプレッション・プールに流出する蒸気量が減少することで、原子炉水位の低下並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
格納容器圧力	② 5kPa [gauge]	約 2.2~ 4.7kPa [gauge] (実績値)	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	最確条件は解析条件で設定している格納容器初期圧力よりも小さくなる。このため、格納容器圧力が低めに推移するが、これらのパラメータを起点とする運転員等操作時間には影響はない。	最確条件は解析条件で設定している格納容器初期圧力よりも小さくなる。このため、格納容器圧力が低めに推移するが、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
ドライウエル雰囲気温度	57℃	約 25~58℃ (実績値)	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、格納容器圧力が上昇し格納容器スプレイを実施した場合、ドライウエル雰囲気温度は飽和温度となることから、初期温度のゆらぎが事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、格納容器圧力が上昇し格納容器スプレイを実施した場合、ドライウエル雰囲気温度は飽和温度となることから、初期温度のゆらぎ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。
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m <sup>3</sup>	5,700m <sup>3</sup> (設計値)	設計値を設定	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器体積 (ウェットウエル)	③ 空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	空間部： 約 4,092m <sup>3</sup> ~約 4,058m <sup>3</sup> 液相部： 約 3,308m <sup>3</sup> ~約 3,342m <sup>3</sup> (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には、格納容器体積 (ウェットウエル) の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の 1.3% 程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、格納容器体積 (ウェットウエル) の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の 1.3% 程度と非常に小さい。したがって、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。
サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転水位-4.7cm)	7.000m~7.070m (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	最確条件とした場合には、サブプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の 1.3% 程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、サブプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが、ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の 1.3% 程度と非常に小さい。したがって、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。
サブプレッション・プール水温	32℃	約 15~約 32℃ (実績値)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が高まり格納容器圧力の上昇は緩和されるが、格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間には影響はない。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が高まり格納容器圧力の上昇は緩和されるが、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

柏崎 6/7号 (2016年12月19日版)

初期条件	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	① ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約 30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包括できる条件を設定。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなるが、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードへの移行は冠水後の操作であるため、運転員等操作時間を与える影響はない。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉水位低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>	7,350m <sup>3</sup> (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	解析条件と最確条件は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。
	格納容器容積 (ウェットウエル)	③ 空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	空間部： 約 5,980~約 5,945m <sup>3</sup> 液相部： 約 3,569~約 3,595m <sup>3</sup> (実績値)	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎによる格納容器容積 (ウェットウエル) の液相部 (空間部) の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6% 程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎによる格納容器容積 (ウェットウエル) の液相部 (空間部) の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6% 程度と非常に小さい。したがって、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。
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (NWL)	約 7.01m~約 7.08m (実績値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎによるサブプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時 (7.05m) の熱容量は約 3600m <sup>3</sup> 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.04m) の熱容量は約 20m <sup>3</sup> 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6% 程度と非常に小さい。したがって、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。
	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約 30℃~約 35℃ (実績値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値を、最確条件を包括できる条件として設定。	最確条件とした場合には解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力の上昇は遅くなる。サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転への移行は冠水後の操作であるため、運転員等操作時間を与える影響はない。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなり、格納容器圧力は低めに低くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の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 (高圧注水・減圧機能喪失) (2/3)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	格納容器圧力	5.2kPa	約 3kPa~約 7kPa (実績値)	通常運転時の格納容器圧力として設定。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率 (平均) は 12 時間あたり約 59kPa であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約 2kPa であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率 (平均) は 12 時間あたり約 59kPa であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約 2kPa であり非常に小さい。したがって、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。
	格納容器温度	57℃	約 30℃~約 60℃ (実績値)	通常運転時の格納容器温度として設定。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えるが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度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。
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	解析条件と最確条件は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。
	燃料の容量	約 2,040kL	2,040kL 以上 (軽油タンク容量)	通常時の軽油タンクの運用値を参考に、最確条件を包括できる条件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	—

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

相違点

① 設備設計の違い。BWR5はL2で全台トリップ。ABWRはL3で4台、L2で6台トリップ

東海第二

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	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	
	解析条件	最確条件				
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	-	運転時の異常な過渡変化の中で原子炉水位の低下が早く、炉心損傷までの余裕時間が短い給水流量の全喪失を設定	-	
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 減圧機能喪失	-	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、減圧機能喪失として手動減圧の失敗を設定	-	
	外部電源	外部電源あり	-	事象進展の観点では、起回事象発生から原子炉スクラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源ありを設定	外部電源の有無によらず、非常用母線は外部電源又は非常用ディーゼル発電機等から自動的に受電されることで低圧炉心スプレイ系等の電源は確保されるため、運転員等操作時間に与える影響はない	外部電源がない場合は、外部電源喪失に伴い原子炉スクラム、再循環ポンプトリップ等が発生するため、外部電源がある場合と比較して原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号 （遅れ時間 1.05 秒）	原子炉水位低（レベル3）信号 （遅れ時間 1.05 秒）	事象進展の観点で、起回事象発生から原子炉スクラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源がある場合の原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムを設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	① 原子炉水位異常低下（レベル2）	原子炉水位異常低下（レベル2）	事象進展の観点で、起回事象発生から原子炉スクラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源がある場合の原子炉水位異常低下（レベル2）信号による再循環ポンプトリップを設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

柏崎 6/7号（2016年12月19日版）

表2 解析条件を最確条件とした場合の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（高圧注水・減圧機能喪失）（3/3）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	-	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定。	-
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び減圧機能喪失	-	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定。	-
	外部電源	外部電源あり	-	炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低下の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定。	仮に外部電源がない場合は、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップし、原子炉出力が低下するため、外部電源ありを初期条件とする。 なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3） （遅れ時間：1.05 秒）	原子炉水位低（レベル3） （遅れ時間：1.05 秒）	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定。	解析条件と最確条件は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。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉水位低（レベル3）で4台、原子炉水位低（レベル2）で残りの6台がトリップ	再循環ポンプが、原子炉水位低（レベル3）で4台、原子炉水位低（レベル2）で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定。	解析条件と最確条件は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。	解析条件と最確条件は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。

①

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

相違点

- ① 東海第二では TQUX の機能喪失状態を踏まえ、低圧 ECCS4 台に期待した条件としています。
- ② 東海第二では、原子炉圧力制御時に逃がし安全弁（逃がし弁機能）に駆動用窒素を供給する不活性ガス系を SA 設備と位置付けないため、バネ駆動の安全弁機能に期待しています。但し、原子炉減圧時の逃がし安全弁駆動に必要な窒素は SA 設備である高圧窒素ガス供給系（非常用）より供給されます。
- ③ 減圧弁数・・・過渡時自動減圧回路、代替自動減圧ロジックの設備設計の違い。
- ④ 設備設計の違い

東海第二

項目	解析条件の不確かさ		条件設定の考え方	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	
	解析条件	最確条件				
重大事故等対策に 関連する機器条件	① 低圧炉心 スプレイ系	原子炉水位異常低下（レベル1）信号にて自動起動 最小流量特性 ・注水流量：0～1,561m <sup>3</sup> /h ・注水圧力：0～1.99MPa[dif]	原子炉水位異常低下（レベル1）信号にて自動起動 ・注水流量：0～1,561m <sup>3</sup> /h以上 ・注水圧力：0～1.99MPa[dif]	炉心冷却性の観点で 厳しい設定として、 設計基準事故の解析 で用いる最小流量特 性を設定	最確条件とした場合には、実際の注水流量が解析よりも大きくなるため、注水開始後の原子炉水位の回復が早くなり、炉心冷却達成後（炉心冠水後）に実施する残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作の開始は早くなる。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性の保守性）、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	残留熱除去系 （低圧注水系）	原子炉水位異常低下（レベル1）信号にて自動起動 3台注水 最小流量特性 ・注水流量：0～1,676m <sup>3</sup> /h ・注水圧力：0～1.55MPa[dif]	原子炉水位異常低下（レベル1）信号にて自動起動 3台注水 ・注水流量：0～1,676m <sup>3</sup> /h以上 ・注水圧力：0～1.55MPa[dif]			
	②, ③ 逃がし安全弁	(原子炉圧力制御時) 安全弁機能 7.79～8.31MPa[gage] 385.2～410.6t/h/個	(原子炉圧力制御時) 安全弁機能 7.79～8.31MPa[gage] 385.2～410.6t/h/個 (設計値)	設計値を設定	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に差異はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に差異はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		(原子炉自動減圧時) 過渡時自動減圧回路により 逃がし安全弁（過渡時自動減 圧機能）2弁を自動開放する ことで原子炉を減圧	(原子炉自動減圧時) 過渡時自動減圧回路により逃が し安全弁（過渡時自動減圧機 能）2弁を自動開放することで原子炉 を減圧	逃がし安全弁の設計 値に基づく原子炉圧 力と蒸気流量の関係 から設定	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に差異はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に差異はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	ベント管 真空破壊装置 作動差圧	作動差圧：3.45kPa （ドライウェル・サブプレ ッション・チェンバ間差圧）	作動差圧：3.45kPa （ドライウェル・サブプレッ ション・チェンバ間差圧） (設計値)	設計値を設定	解析条件と最確条件は同等であることから、事象進展に差異はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同等であることから、事象進展に差異はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	④ 残留熱除去系 （サブプレッション・ プール冷却モード）	熱交換器1基あたり 約43MW （サブプレッション・プール水 温度100℃、海水温度32℃に おいて）	熱交換器1基あたり 約43MW （サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度32℃におい て） (設計値)	設計値を設定	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に差異はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に差異はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
燃料の容量	約1,010kL	約1,010kL以上 （軽油貯蔵タンク+可搬型設備 用軽油タンク）	軽油貯蔵タンクの管 理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後ま でに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しない ことから運転員等操作時間に与える影響はない。	-	

柏崎  
6/7号（2016年12月19日版）

機器条件	②, ③ 原子炉減圧機能	逃がし弁機能 7.51～7.80MPa[gage] 363～380 t/h/個	逃がし弁機能 7.51～7.80MPa[gage] 363～380 t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能 の設計値として設定。	解析条件と最確条件は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。	解析条件と最確条件は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。
	① 残留熱除去系（低 圧注水モード）	原子炉水位低（レベル 1）にて自動起動 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif] において)にて注水	原子炉水位低（レベル 1）にて自動起動 954m <sup>3</sup> /h (0.27MPa[dif] において)にて注水	残留熱除去系（低圧注水モ ード）の設計値として設定。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の 保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠 水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注 水後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与 える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料 被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメ ータに与える影響はない。
	残留熱除去系（サ ブプレッション・ チェンバ・プール水 冷却モード及び炉 子炉停止時冷却モ ード）	熱交換器1基あたり約 8MW（サブプレッション・ チェンバのプール水温 又は原子炉冷却材温度 52℃、海水温度30℃に おいて）	熱交換器1基あたり約 8MW（サブプレッション・ チェンバのプール水温 又は原子炉冷却材温度 52℃、海水温度30℃に おいて）	残留熱除去系の設計値として 設定。	解析条件と最確条件は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。	解析条件と最確条件は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。
真空破壊装置	3.43kPa （ドライウェル・サブ プレッション・チェンバ 間差圧）	3.43kPa （ドライウェル・サブプレ ッション・チェンバ間差 圧） (設計値)	真空破壊装置の設定値。	解析条件と最確条件は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。	解析条件と最確条件は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。	
燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上 （軽油タンク容量）	通常時の軽油タンクの運用値を 参考に、最確条件を包絡できる条 件を設定。	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕は 大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定し ても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与 える影響はない。	-	

赤枠：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青枠：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑枠：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

## 2.2 高圧注水・減圧機能喪失（解析コード等の不確かさの影響評価）

相違点

- ①東海第二では、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水操作と残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作は別の運転員が実施します。
- ②東海第二では、格納容器圧力上昇時の運転手順を踏まえ、310kPa[gage]到達時の格納容器ベント操作までの操作時間余裕ではなく、その前に実施する279kPa[gage]到達時の代替格納容器スプレイ操作までの操作時間余裕を確認しています。
- ③東海第二では、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードを使用した場合の長期的な安全状態の維持に関する定量評価は、「添付資料2.1.1（別紙1）安定状態の維持について」において提示しています。

東海第二

項目	解析上の操作開始条件	条件設定の考え方	操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
操作条件 残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作	原子炉水位が原子炉水位高（レベル8）設定点到達から5分後	運転手順に基づき、原子炉水位の制御範囲（原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点）を踏まえ、原子炉注水による炉心冷却達成後の操作として、運転モードの切替えに要する時間を考慮して設定	【認知】 事故時には重要監視パラメータである原子炉水位を継続監視しているため、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。さらに、運転員の認知を助けるために原子炉水位の上昇に伴い複数の警報が消灯又は点灯することから、認知遅れが操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、要員配置が操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 残留熱除去系の低圧注水モードからサブプレッション・プール冷却モードへの切替え操作として余裕時間を含めて4分を設定している。中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作であり、操作所要時間が長くなる可能性は十分に低く、操作所要時間が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。 【他の並列操作の有無】 原子炉水位の調整操作を並列して実施する可能性があるが、異なる運転員が実施することから、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくいことから、誤操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。	① 左記のとおり操作不確かさ要因により操作開始時間に与える影響は小さいことから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である。本操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより、操作開始時間が早くなる場合には格納容器除熱の開始が早くなることで格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目に与える影響はない。解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより、操作開始時間が早くなる場合には格納容器除熱の開始が早くなることで格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	② 残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作開始までの時間は事象発生から約41分後であり、運転操作が遅れる場合においても、格納容器スプレイの実施基準である279kPa[gage]に到達するまでの時間は、事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり事象発生から約14時間後であり、十分な時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。残留熱除去系の低圧注水モードからサブプレッション・プール冷却モードへの切替え操作は所要時間を4分想定しているところ、訓練実績では約4分。想定範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

柏崎  
6/7号（2016年12月19日版）

表3 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（高圧注水・減圧機能喪失）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード）運転操作	原子炉水位高（レベル8）到達時（約50分後）	原子炉水位制御（レベル3～レベル8）を踏まえ、原子炉注水による炉心冷却達成後の操作として設定	【認知】 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の上昇を継続監視することにより、原子炉水位高（レベル8）到達を十分に認知することができるため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード）運転操作は、制御盤の操作スイッチによる操作のため、簡易な操作である。電動弁「2号」の操作が必要ではあるが、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モードの上昇に対する操作所要時間は十分に短い。 【他の並列操作の有無】 異なる区分の残留熱除去系の低圧注水モードで原子炉水位維持操作を実施しており、同じ運転員が低圧注水モードによる原子炉水位維持操作とサブプレッション・チェンバ・プール冷却モードの運転操作を実施することから、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モードの操作開始時間は変動しうる。 【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくい。そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	① 複数の残留熱除去系を用いて低圧注水モードによる原子炉水位維持操作とサブプレッション・チェンバ・プール冷却モードの運転操作を同じ運転員が操作することから、サブプレッション・チェンバ・プール冷却モードの操作開始時間は変動しうるが、その時間は短く、実態の操作開始時間は解析上の設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。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間が早くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であることから、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は解析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。	② サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード運転開始までの時間は事象発生から約50分後であり、運転操作が遅れる場合においても、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり約17時間であり、約16時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。また、格納容器限界圧力0.62MPa[gage]に到達するまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約38時間であり、約37時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、原子炉水位高（レベル8）到達から8分後に残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード）運転操作を開始。電動弁「2号」の操作は約2分で操作可能であることを確認した。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
③ 残留熱除去系の低圧注水モードから原子炉停止時冷却モードへの切替え操作	事象発生から12時間後	運転停止後の原子炉停止時冷却モードの運転開始時間の実績に基づき設定	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モード開始までの時間は、事象発生から12時間あり、十分な時間余裕がある。	-	-	-	プラント停止時の実績から、配管の暖気運転を含め約60分で操作開始できることを確認した。また、系統構成及びポンプの起動のみであれば、約10分で操作可能であることを確認した。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
残留熱除去系の低圧注水モードから原子炉停止時冷却モードへの切替え操作	事象発生から13.5時間後	運転停止後の原子炉停止時冷却モードの実績に基づき設定	残留熱除去系を低圧注水モードから原子炉停止時冷却モードへの切替え操作開始までの時間は、事象発生から12時間以上あり、十分な時間余裕がある。	-	-	-	プラント停止時の実績から、配管の暖気運転を含め約60分で操作開始できることを確認した。また、系統構成及びポンプの起動のみであれば、約10分で操作可能であることを確認した。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。