

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 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「原子炉停止機能喪失」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+原子炉停止失敗」、②「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」、③「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」及び④「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」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「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉停止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>したがって、本事故シーケンスグループでは、代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉出力を低下させること等によって炉心の著しい損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また、残留熱除去系による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「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能及びほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段を整備し、原子炉水位の制御には原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を用いる。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。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価では、保守的に代替制御棒挿</p>	<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.5.1 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「原子炉停止機能喪失」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+原子炉停止失敗」、②「サポート系喪失（自動停止）+原子炉停止失敗」、③「中小破断 LOCA+原子炉停止失敗」及び④「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」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「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、炉心冷却には成功するが、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態が継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、炉心で発生した蒸気が格納容器に流入し格納容器圧力が上昇することで、緩和措置が取られない場合には、炉心損傷より先に格納容器破損に至る。これに伴い炉心冷却機能を喪失する場合には、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、原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価としては、原子炉停止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>以上により、本事故シーケンスグループでは、代替の原子炉停止機能を用いて原子炉出力を抑制し、原子炉注水機能を用いて原子炉水位を適切に維持することにより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「原子炉停止機能喪失」において、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替制御棒挿入機能による原子炉停止手段又は A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系による原子炉停止手段を整備し、原子炉水位の制御には原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を用いる。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。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価では、保守的に代替制御棒挿</p>	<p>・PRA 上の取り扱いの違い。東海第二においてはサポート系喪失を原子炉自動停止に至る事象と自動停止に至らない事象（手動停止）に分類している。</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>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>入機能には期待しないものとする。これらの対策の概略系統図を図 2.5.1 から図 2.5.3 に、手順の概要を図 2.5.4 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 2.5.1 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12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4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 2.5.5 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、12名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム失敗確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を確認する。</p> <p>原子炉スクラムの失敗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>また、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により再循環ポンプ4台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水を継続する。主蒸気遮断により給水加熱喪失の状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が増加する傾向となる。</p> <p>b. 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認</p> <p>逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が自動起動する。</p>	<p>入機能には期待しないものとする。対策の概略系統図を第 2.5-1 図に、対応手順の概要を第 2.5-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における手順と設備との関係を第 2.5-1 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6名である。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2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 2.5-3 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、初動対応要員6名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉停止機能喪失の確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉がスクラムすべき状況にも係らず制御棒が原子炉へ挿入されない場合、原子炉自動スクラム失敗を確認する。</p> <p>原子炉自動スクラム失敗の確認後、中央制御室からの遠隔操作により手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「RUN」から「SHUT DOWN」への切換えによる手動スクラム操作を実施し、操作に失敗したことで、原子炉停止機能喪失と判断する。</p> <p>主蒸気隔離弁が閉止に伴い原子炉圧力高信号によりATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動し、再循環ポンプが全台停止したことで炉心流量が低下し、原子炉出力が低下したことを確認する。また、対応可能な要員にて制御棒挿入機能の回復操作を実施する。</p> <p>原子炉停止機能喪失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. 高圧炉心スプレイ系の自動起動確認等</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉で発生した蒸気が逃がし安全弁を介してサブレーション・プールに流入することで格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）設定点に到達することで高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水を開始する。また、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）も自動起動し、ミニフロー運転にて起動待機状態となり、非常用ディーゼル発電機</p>	<p>・作業項目及び必要要員数の相違</p> <p>・東海第二では対応可能な要員にて実施する解析上考慮しない操作についても記載</p> <p>・設備設計の相違。</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・設備設計の違い。東海第二に原子炉隔離時冷却系はドライウェル圧力</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>高圧・低圧注水系の起動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>c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持 主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため炉心の冠水は維持される。</p> <p>なお、ここでの原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプ6台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。</p> <p>この後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の流量を調整することにより原子炉水位低（レベル1.5）付近で水位を維持する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び各系統の流量指示等である。</p> <p>d. 自動減圧系の自動起動阻止 ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号と原子炉水位低（レベル1）信号の両方が30秒継続した場合であって、高圧炉心注水系又は低圧注水系ポンプが1台以上運転している（各ポンプの吐出側の系統圧力が設定値を超えている）場合、自動減圧系が自動起動する。</p> <p>原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作 再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制確認後、ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。</p>	<p>等も自動起動し外部電源がある場合には非常用母線には接続されずに起動待機状態となる。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプは停止するが、電動給水ポンプにより原子炉注水は継続されるため、対応可能な要員にて原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）接点点近傍まで低下させることで原子炉出力を抑制する。また、給水加熱喪失となり給水温度が低下することで、原子炉出力は徐々に上昇する。その後、復水器ホットウェル水位の低下に伴い、給復水系は全停となるが、原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達すると、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系等の自動起動確認に必要な計装設備は、ドライウェル圧力計、高圧炉心スプレイ系系統流量等である。</p> <p>c. 自動減圧系等の作動阻止操作</p> <p>原子炉が自動減圧されることで低圧の非常用炉心冷却系の原子炉注水により原子炉水位が上昇し正の反応度が印加されることを防止するため、原子炉停止機能喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により自動減圧系の作動阻止スイッチを用いてこれらの作動を阻止する。</p> <p>自動減圧系等の作動阻止操作に必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）等である。</p> <p>d. ほう酸水注入系の起動操作 原子炉停止機能喪失及び再循環ポンプ停止による原子炉出力低下を確認した後、平均出力領域計装指示値が10%以上で、かつサプレッション・プール水温度が49℃に近接又は超過していることを確認し、中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系の起動操作を実施する。</p> <p>ほう酸水注入系の起動操作に必要な計装設備は、平均出力領域計装、サプレッション・プール水温度計等である。</p>	<p>高では自動起動しない</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・運用の相違</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>ほう酸水の注入により、中性子束が徐々に減少し原子炉は未臨界に至る。 原子炉の未臨界確保を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタ等である。 f. 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）運転による原子炉格納容器除熱 事象発生直後からの逃がし安全弁の作動により、サブプレッション・チェンバ・プール水温が上昇して49℃に到達し、その後もサブプレッション・チェンバ・プール水温は上昇し続ける。このため、ほう酸水注入系の手動起動と同時に、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始し、原子炉格納容器除熱を開始する。 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱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及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度である。</p> <p>以降、原子炉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>ほう酸水の注入により原子炉出力が徐々に低下し原子炉は未臨界に至る。 原子炉の未臨界を確認するために必要な計装設備は、起動領域計装等である。 e. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱 原子炉で発生した蒸気が逃がし安全弁を介してサブプレッション・プールに流入することで、サブプレッション・プール水温度は上昇する。このため、サブプレッション・プール水温度が32℃に到達した時点で、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール冷却運転を開始し、格納容器除熱を開始する。 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱に必要な計装設備は、サブプレッション・プール水温度、残留熱除去系系統流量等である。 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を開始した以降も、原子炉出力が残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の除熱能力を上回っている期間はサブプレッション・プール水温度の上昇が継続する。サブプレッション・プール水温度が106℃に到達した場合は、原子炉隔離時冷却系を停止する。</p> <p>f. 原子炉水位調整操作 ほう酸水の注入に伴い、原子炉出力が徐々に低下し原子炉は未臨界に至る。また、原子炉出力の低下に伴い原子炉水位は徐々に上昇するため、ほう酸水の全量注入完了の確認までは高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持する。また、ほう酸水の全量注入完了を確認した後は、ほう酸水注入系を停止するとともに、高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）設定点の範囲に維持する。 原子炉水位の調整操作に必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域、燃料域）、起動領域計装等である。 以降、炉心冷却は高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（サブプレッション・プール冷却系）により継続的に行う。</p> <p>g. 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>h. 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>i. 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</p>	<p>・運用の相違</p> <p>・東海第二の原子炉隔離時冷却系の水源はサブプレッション・プールであり、106℃で停止する。</p> <p>・記載箇所の違い</p> <p>・東海第二では対応可能な要員にて実施する操作も記載する方針</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>2.5.2 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（反応度印加の観点で最も厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を選定）を起因事象とし、原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力抑制の観点で厳しくなる「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果（ボイド・ドブプラ / ボロン）、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化、気液熱非平衡、原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、ほう酸水の拡散、原子炉格納容器におけるサプレッション・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プラント動特性解析コード REDY、単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束、平均表面熱流束、燃料被覆管温度、炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位、サプレッション・チェンバ・プール水温、格納容器圧力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 2.5.2 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. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する。 2) 手動での原子炉スクラムは実施できないものと仮定する。 3) 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものとする。 	<p>替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。</p> <p>2.5.2 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（反応度印加の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を選定）を起因事象とし、原子炉圧力上昇による反応度印加の観点で厳しくなる「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止機能喪失」である。本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスのうち、LOCAを起因事象とする事故シーケンスは、原子炉冷却材の流出により、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、これらの炉心損傷頻度は非常に小さくなっており、また、この場合においても重大事故等対処設備である代替制御棒挿入機能（ARI）により原子炉を未臨界とすることが可能である。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果（ボイド・ドブプラ / ボロン）、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化、気液熱非平衡、原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、ほう酸水の拡散、格納容器におけるサプレッション・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プラント動特性解析コード REDY、単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束、平均表面熱流束、燃料被覆管温度、炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位、サプレッション・プール水温、格納容器圧力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主要な解析条件を第 2.5-2 表に示す。また、初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. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する。 2) 手動での原子炉スクラムは実施できないものと仮定する。 3) 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものとする。 	<p>・東海第二ではLOCA起因の原子炉停止機能喪失の取り扱いを記載（PRA / シーケンス選定ヒアコメント対応）</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>(c) 評価対象とする炉心の状態 評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮してサイクル末期として設定したものである。 (添付資料 2.5.1)</p> <p>(d) 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、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力高 (7.48MPa[gage]) 又は原子炉水位低 (レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台がトリップし、原子炉水位低 (レベル 2) 信号により残り再循環ポンプ 6 台がトリップするものとする。なお、4 台以上の再循環ポンプがトリップした際に残りの再循環ポンプの運転速度を 5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については、保守的に使用できないものと仮定する。 また、再循環ポンプが 2 台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても使用できないものと仮定する。 (b) 逃がし安全弁 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 (18 個) は、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>(c) 電動駆動給水ポンプ 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</p> <p>(e) 高圧炉心注水系 高圧炉心注水系は原子炉水位低 (レベル 1.5) 又はドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) で自動起動し、182~727m³/h (8.12~0.69MPa[dif]において) の流量で給水するものとする。</p>	<p>(c) 評価対象とする炉心の状態 評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮してサイクル末期を設定したものである。 (添付資料 2.5.1)</p> <p>(d) 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は、給復水系及び再循環ポンプが一定期間運転を継続することで、反応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 (a) ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 原子炉圧力高 (7.39MPa[gage]) 信号により、再循環ポンプをトリップさせるものとする。また、再循環ポンプがトリップし、運転点が運転特性図上の高原子炉出力-低再循環流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入については、作動しないものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁 (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制するものとする。また、逃がし安全弁 (18 弁) は、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>(c) 高圧炉心スプレイ系 ドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) 信号により自動起動し、最大流量特性 (145~1,506m³/h, 注水圧力: 0~8.30MPa[dif] *) の流量で原子炉へ注水するものとする。炉心に冷水が大量に注水された方が正の反応度が添加されること</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>(補足) 原子炉停止機能喪失は、原子炉水位が高めに維持された方が反応度の観点で厳したため、圧力依存の高圧炉心スプレイ系流量が大きくなる条件として逃し弁機能を設定</p> <p>・記載箇所の相違 ・東海第二では原子炉水位が高めとなり反応度の観点で厳しい条件とし</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>(d) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）の流量で給水するものとする。</p> <p>(f) ほう酸水注入系 ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10 分間が経過した時点で手動起動し、190L/分の流量及びほう酸濃度 13.4%で注入するものとする。</p> <p>(g) 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） 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 52℃、海水温度 30℃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 運転員等操作に関する条件は、「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) 自動減圧系の自動起動阻止 自動減圧系の自動起動阻止は、原子炉が停止できない場合にドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）及び原子炉水位低（レベル 1）によって自動減圧系の自動起動信号が発信されることを阻止することを手順に定めている。本評価では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。 （添付資料 2.5.2）</p> <p>(b) ほう酸水注入系及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の手動起動 本評価では、ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10 分間が経過した時点で手動起動することとしている。 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）は、サブプレッション・チェンバのプール水の平均温度が 49℃に到達することをもって実施することとしており、サブプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達した時点から、10 分間が経</p>	<p>からポンプ性能評価に基づく注水量を設定した。 ※：MPa[dif]・・・原子炉圧力容器と水源との差圧（以下同様）</p> <p>(d) 原子炉隔離時冷却系 原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により自動起動し、136.7m³/h（原子炉圧力 1.04～7.86MPa[dif]において）の流量で原子炉へ注水するものとする。また、サブプレッション・プール水温度が 106℃に到達した時点で注水を停止する。</p> <p>(e) ほう酸水注入系 注入流量 163L/min 及びほう酸濃度 13.4wt%にて注水するものとする。</p> <p>(f) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系） 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 53MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 27.2℃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 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) 自動減圧系等の作動阻止操作は、状況判断及び自動減圧系等の作動阻止操作に要する時間を考慮して、事象発生 4 分後に実施する。 （添付資料 2.5.2）</p> <p>(b) ほう酸水注入系の起動操作は、自動減圧系等の作動阻止操作の完了後にほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から 6 分後に実施する。</p> <p>(c) 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、状況判断及び残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却操作に要する時間を考慮して、事象発生 17 分後に実施する。</p>	<p>て最大流量特性を設定</p> <p>（補足） 原子炉隔離時冷却系は、タービン回転数制御により一定流量に制御されるため、注水特性は設定していない</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違。内部水源による注水であり、106℃まで運転継続可能であることによる。 ・東海第二では操作条件に記載 ・設備設計の相違 ・設備設計の相違 ・東海第二では操作時間の積み上げに基づいた操作条件を設定 ・東海第二ではサブプレッション・プール水温度の初期条件をサブプレッション・プール冷却操作の実

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>過した時点で残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を手動起動することとしている。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける中性子束、平均表面熱流束、炉心流量、原子炉蒸気流量、給水流量、非常用炉心冷却系の流量、原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド外）※1、逃がし安全弁の流量、平均炉心ボイド率、燃料被覆管温度、熱伝達係数及びクオリティの推移を図 2.5.6 から図 2.5.20 に、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の推移を図 2.5.21 に示す。</p> <p>※1 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）はシュラウド外側の水位であることからシュラウド外側の水位を示した。</p> <p>a. 事象進展 主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、主蒸気隔離弁閉信号が発生するものの、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 730℃まで上昇する。約 2 秒後に原子炉圧力高信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により再循環ポンプ 4 台がトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号 7.48MPa[gage] で作動する。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、再循環ポンプの運転速度が最低となり、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されているため、給水温度が低下し、サブクールの大きい冷却材が給水される給水加熱喪失の状態となるためである。また、出力上昇の過程では逃がし安全弁の開閉が生じるため、中性子束及び平均表面熱流束が変動し、これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 1060℃まで上昇する。</p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動により主蒸気がサプレッション・チェンバへ流入するため、サプレッション・チェンバ・プール水位が上昇し、事象発生から約 24 秒後に高圧炉心注水系の水源が復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバのプール水へと自動で切り替わる。合わせて格納容器圧力も上昇するため、事象発生から約 34 秒後にドライウエル圧力高信号（13.7kPa[gage]）によって原子炉隔離時冷却系の水源がサプレッション・チェンバのプール水へと自動で切り替わるとともに、原子炉隔離時冷却系、高圧炉</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける中性子束、平均表面熱流束、炉心流量、原子炉蒸気流量、給水流量、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量、原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド外水位）※、逃がし安全弁の流量、炉心平均ボイド率、燃料被覆管最高温度発生位置及び沸騰遷移発生位置の燃料被覆管温度並びに燃料被覆管最高温度発生位置の熱伝達係数及びクオリティの推移を第 2.5-4 図から第 2.5-18 図に、サプレッション・プール水温及び格納容器圧力の推移を第 2.5-19 図に示す。</p> <p>※：非常用炉心冷却系の起動信号となり運転員が監視に用いる原子炉水位計（広帯域）はシュラウド外水位を測定していることから、シュラウド外水位の評価結果を示した。</p> <p>a. 事象進展 主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉自動スクラム信号が発信するが、原子炉自動スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約 872℃まで上昇する。また、約 2 秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが全台トリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号にて作動する。</p> <p>主蒸気隔離弁閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動することで、給水系による原子炉注水が継続される。再循環ポンプトリップによる炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束は低下するが、給水加熱喪失により給水温度が低下することで徐々に上昇する。これに伴い燃料棒表面で沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が一時的に上昇するが、初期のピーク温度（872℃）未満となる。</p> <p>原子炉で発生した蒸気が逃がし安全弁（逃がし弁機能）を介してサプレッション・プールに流入するため、サプレッション・プール水温及び格納容器圧力が上昇し、事象発生約 57 秒後にドライウエル圧力高信号（13.7kPa[gage]）により高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系等が自動起動する。また、事象発生約 85 秒にサプレッション・プール水温は 49℃に到達し、この後も上昇傾向が継続する。</p>	<p>施基準である 32℃と設定してことから、時間積み上げで設定</p> <p>・解析結果から東海第二では主蒸気隔離弁閉止に伴うの第 1 ピークにて最高温度が発生</p> <p>・東海第二は高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の第一水源をサプレッション・プールとしている。</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>心注水系及び低圧注水系が起動する。サプレッション・チェンバ・プール水温も上昇し、事象発生から約 43 秒後にサプレッション・チェンバ・プール水温が 49℃に到達し、その後も上昇傾向が継続する。</p> <p>事象発生から約 173 秒後に復水器ホットウェルの水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、事象発生から約 191 秒後に原子炉水位低（レベル 2）信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって残り 6 台の再循環ポンプがトリップする。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため、炉心は冠水維持される。その後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の運転員操作により、原子炉水位低（レベル 1.5）付近で原子炉水位を維持する。</p> <p>事象発生から約 11 分後（原子炉スクラムの失敗確認から 10 分後）、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入を開始する。同時に（サプレッションプール水温高到達から 10 分後）残留熱除去系ポンプ 3 台によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードも手動起動する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に減少し、未臨界に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッション・チェンバのプール水の冷却を維持する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の温度は、図 2.5.11 に示すとおり、給水加熱喪失の状態によって出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約 176 秒で最高の約 1060℃に到達するが、1,200℃以下となる。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 2%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、図 2.5.9 に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約 8.92MPa[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に加わる圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 9.22MPa[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>また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約 0.19MPa[gage]、約 113℃以下に抑えられ、原子炉格納容器バウンダリの限界圧力（0.62MPa[gage]）及び限界温度（200℃）を下回る。</p> <p>ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって中性子束は徐々に減少し、未臨界に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッション・チェンバのプール水の冷却を維持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>事象発生から約 131 秒後に復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップすることで原子炉水位が低下し、事象発生から約 153 秒後に原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動する。高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心冷却は維持される。また、原子炉隔離時冷却系は、サプレッション・プール水温度が 106℃に到達した時点で停止するが、高圧炉心スプレイ系により炉心冷却は維持される。</p> <p>事象発生から約 6 分後に手動操作によりほう酸水注入系を起動し、炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注入に伴い炉心の反応度が低下し、原子炉水位は徐々に上昇するため、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル 1）設定点近傍に維持する。</p> <p>事象発生から約 17 分後に残留熱除去系 2 系統による格納容器除熱を開始する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は、第 2.5-10 図に示すとおり、主蒸気隔離弁閉止に伴い原子炉圧力が上昇するため炉内のボイドが急減することで出力が上昇し沸騰遷移が生じる期間が最も高温となり、再循環ポンプトリップによる出力低下によってリウエットすることで燃料被覆管温度は低下する。事象発生から約 13 秒後に燃料被覆管最高温度は最高値約 872℃に到達するが、評価項目である 1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は、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 2.5-7 図及び第 2.5-17 図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約 8.19MPa[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 8.49MPa[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>また、ほう酸水注入系及び残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度は徐々に上昇するが、それぞれ約 0.20MPa[gage]、約 115℃以下に抑えられ、評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）及び 200℃を下回る。</p> <p>ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって中性子束は徐々に低下し、未臨界に至る。この後は高圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を維持することで安定状態が確立し、また、安定</p>	

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017 年 2 月 15 日版)	東 二	備 考
<p>(添付資料 2.5.3)</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>2.5.3 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>原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を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、自動減圧系の自動起動阻止操作、ほう酸水注入系運転操作及び残留熱除去系（サプレッション・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>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析結果は燃料被覆管温度を高め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、燃料被覆管温度をパラメータとして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>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め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、燃料被覆管温度をパラメータとして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>状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.5.3)</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>2.5.3 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>本重要事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失に伴い原子炉は臨界状態が維持され、逃がし安全弁を介したサプレッション・プールへの蒸気の流出が継続するため、ほう酸水注入系により原子炉出力を抑制すること及び残留熱除去系により格納容器除熱を実施すること並びに原子炉自動減圧に伴う低圧炉心スプレイ系等による多量の冷水注入による正の反応度印加を防止するため自動減圧系等の作動を阻止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として、自動減圧系及び過渡時自動減圧回路の作動阻止操作、ほう酸水注入系の起動操作及び残留熱除去系によるサプレッション・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、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>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を設定するため、燃料被覆管温度を高め評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作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>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、過渡的な沸騰遷移時の燃料被覆管温度を高め評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作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>・原子炉停止機能喪失は、12 時間以内の短期対応のみであることから、東海第二では「事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作」は記載していない</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、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、燃料被覆管温度をパラメータとして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>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件として SLMCPR で沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高め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、燃料被覆管温度をパラメータとして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>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ボロン反応度印加割合が大きくなり未臨界までの時間が早くなるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転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 style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析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。</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定することにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析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。</p> <p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等により燃料被覆管温度を高め評価することから、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価するため、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、更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合を仮定しても、燃料被覆管の最高温度は約 1150℃、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 4%以下であり、評価項目の要件を満足する。</p>	<p>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは燃料棒表面熱伝達及びリウエット時刻を概ね保守的に評価する相関式を採用するとともに高温領域において輻射熱伝達に期待しない評価としていることから、燃料棒表面の熱伝達係数を概ね小さく評価する。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きめとなり、燃料被覆管温度は低めとなるが、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。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件として、SLMCPR を基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度を高め評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作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>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な混合特性を用いるため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早くなりボロン反応度の印加が早くなることで未臨界の達成時間が早くなるため、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度の上昇は抑制される。このため、実際の格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度は低くなるが、ほう酸水注入開始後に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 style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を設定するため、燃料被覆管温度を高め評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなり、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>炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、過渡的な沸騰遷移時の燃料被覆管温度を高め評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなり、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>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは燃料棒表面熱伝達及びリウエット時刻を概ね保守的に評価する相関式を採用するとともに高温領域において輻射熱伝達に期待しない評価としていることから、燃料棒表面の熱伝達係数を概ね小さく評価する。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きめとなり、燃料被覆管温度は低めとなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、燃料被覆管が高めに評価されることに伴いリウエット時刻は遅く評価されるが、更に保守的な取扱いとして、リウエットを考慮しない場合を</p>	

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件設定により燃料被覆管温度を高め評価する可能性があり、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価する可能性があることから、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>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、未臨界までの時間を遅く評価し、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力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。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4, 2.5.5)</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 2.5.2 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、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>初期条件の炉心流量は、解析条件の「52,200t/h (定格流量 (100%))」に対して最確条件は「定格流量の約 91%～約 110%」である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなり、事象進展に影響を与え、運転員等操作時間に影響を与える。よって、炉心流量が少ない場合の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.22」に対して最確値は「1.22 以上」であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして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>仮定しても、燃料被覆管の最高温度は約 1060℃、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 2%以下であり、評価項目となるパラメータを満足することを確認している。</p> <p>炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件として、SLMCP Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するように設定しているため、燃料被覆管温度を高め評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなり、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>原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な混合特性を用いるため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早くなりポロン反応度の印加が早くなることで未臨界の達成時間が早くなるため、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温の上昇は抑制される。このため、実際の格納容器圧力及びサプレッション・プール水温は低くなり、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 style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4, 2.5.5)</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 2.5-2 表に示すとおりであり、これらの条件設定を実績値等の最確条件とした場合の影響を評価する。解析条件の設定に当たっては、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>初期条件の炉心流量は、解析条件で設定した 41,060 t / h (定格流量の 85%流量) に対して最確条件は「定格流量の約 86%～約 104%」であり、最確条件とした場合は炉心のボイド率が低くなり主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇により印加される反応度が小さくなり原子炉出力の上昇が緩和されるが、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>初期条件の最小限界出力比は、解析条件で設定した 1.24 に対して最確条件は限界出力比指標*で 0.98 以下であり、最確条件とした場合は沸騰遷移の発生が遅れることで燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、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。</p>	<p>・東海第二では保守的に初期条件として炉心流量が少ない場合の解析をベースケースとして実施</p> <p>・東海第二では炉心平均燃焼度により最小限界出力比の運転上の制限を変更するため、最確条件を運用管理に用いている限界出力比指標にて</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<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は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして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>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の1.25倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」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、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動しうるが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことが確認されている（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の0.9倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」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、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことが確認されている（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</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、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳しくなるよう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>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、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。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数及び動的ドップラ係数）は、解析条件で設定した平衡炉心のサイクル末期の値の1.25倍（動的ボイド係数）及び平衡炉心のサイクル末期の値の0.9倍（動的ドップラ係数）に対して、最確条件とした場合には、印加反応度が小さくなることで燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、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。なお、解析コードの不確かさ等を考慮している保守因子の大きさは、事象進展に応じて変動し得るが、厳しい組み合わせとした場合においても、事象進展に与える影響が小さいことを確認している。（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 REDY）」）</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及びサプレッション・プール水量は、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、給復水系及び原子炉再循環ポンプが一定期間運転を継続することで、反応度の観点で厳しい条件として、外部電源ありを設定している。外部電源がない場合は、電動駆動給水ポンプ及び原子炉再循環ポンプが停止することで印加反応度が緩和され原子炉出力が低めとなり、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温の上昇が緩和されるが、解析上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。また、非常用ディーゼル発電機等により電源は確保される。</p>	<p>提示</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心設計の相違 記載箇所の違い

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなるが、事象発生から極短時間での動作であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件の「52,200t/h (定格流量 (100%))」に対して最確条件は「定格流量の約 91%～約 110%」である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなる等により、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、炉心流量が少ない場合（定格流量の 90%）の感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.22」に対して最確値は「1.22 以上」であり、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。</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。</p> <p>初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の 1.25 倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」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が、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動しうるが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故等対策</p>	<p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件で設定した閉止時間 3 秒に対して最確条件は 3 秒から 4.5 秒であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり初期の原子炉出力上昇が小さくなることで、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度の上昇が緩和されるが、解析上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>※：限界出力比指標は、実際の運転管理に用いる指標であり、最小限界出力比の運転上の制限値を実際の最小限界出力比で除したものであり、この値が 1 以下であれば最小限界出力比は運転上の制限を下回らない。</p> <p>(添付資料 2.5.4, 2.5.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心流量は、解析条件で設定した 41,060 t/h (定格流量の 85%流量) に対して最確条件は「定格流量の約 86%～約 104%」であり、最確条件とした場合は炉心のボイド率が低くなり主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇により印加される反応度が緩和されることで、原子炉出力が低めとなり格納容器への熱負荷が軽減し、格納容器圧力及びサプレッション・プール水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>初期条件の最小限界出力比は、解析条件で設定した 1.24 に対して最確条件は限界出力比指標※で 0.98 以下であり、最確条件とした場合は沸騰遷移の発生が遅れることで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>初期条件の核データ（動的ボイド係数及び動的ドップラ係数）は、解析条件で設定した平衡炉心のサイクル末期の値の 1.25 倍（動的ボイド係数）及び平衡炉心のサイクル末期の値の 0.9 倍（動的ドップラ係数）に対して、最確条件とした場合には、印加反応度が小さくなることで、原子炉出力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。なお、解析コードの不確かさ等を考慮している保守因子の大きさは、事象進展に応じて変動し得るが、厳しい組合せと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が小さいことを確認している。（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 REDY）」）</p>	

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて)。</p> <p>初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の0.9倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」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。解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している（「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</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、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳しくなるよう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し、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなるため、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>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料 2.5.4, 2.5.6, 2.5.9)</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</p>	<p>事故条件の外部電源の有無については、給復水系及び原子炉再循環ポンプが一定期間運転を継続することで、反応度の観点で厳しい条件として、外部電源ありを設定している。外部電源がない場合は、電動駆動給水ポンプ及び再循環ポンプが停止することで印加反応度が緩和され原子炉出力が低めとなり、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温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。また、非常用ディーゼル発電機等により電源は確保される。</p> <p>機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件で設定した閉止時間3秒に対して最確条件は3秒から4.5秒であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなって、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温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。 (添付資料 2.5.4, 2.5.7, 2.5.8)</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、これらの要因が操作開始時間に与える影響を評価する。また、操作開始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た。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>・記載箇所の違い</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位低（レベル1）到達後30秒以内を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うため、操作開始時間は変動しうるが、本操作が遅れないようにタイマー動作の警報が発報すること及び運転員は2名で対応することから、操作が遅れる可能性は低く、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の不確かさ（操作条件を除く）により、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から10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、状態把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は10分間を想定しているが、制御棒挿入失敗が確認され次第、ほう酸水注入系の起動操作を優先して速やかに実施する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による注水開始時間を早める。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・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サプレッション・チェンバ・プール水温49℃到達後10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、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うことも踏まえて、状況把握の時間及び操作時間に時間余裕を含めて設定されていることから、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の不確かさ（操作条件を除く）により、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作は、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ない。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系運転操作は、操作の不確かさが操作開始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よりも早くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>操作条件の自動減圧系等の作動阻止操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から4分後を設定している。運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小さく、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等となる。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から6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小さく、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等となる。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から17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小さく、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等となる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の自動減圧系等の作動阻止操作は、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ない。</p> <p>操作条件のほう酸水注入系の起動操作は、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ない。</p>	<p>・東海第二では並行操作の想定ではなく、余裕時間を含めた想定時間の積み上げて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等となる</p> <p>・同上</p> <p>・同上</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>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 2.5.4)</p> <p>(3) 感度解析 解析条件の不確かさにより、初期条件の炉心流量が最確条件のうち最小（定格流量の90%）となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。その結果、燃料被覆管の最高温度は約1080℃となり、「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す最高温度約1060℃に比べて上昇するものの、1,200℃を下回っている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約9.12MPa[gage]※²であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を下回っている。なお、その他の評価項目である、燃料被覆管の酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及びサブプレッション・チェンバ・プール水温については、「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す最高値と同じ。 ※2 解析コードによる評価結果を示す。一方、「2.5.2(3)有効性評価の結果」では、原子炉圧力の最高値に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差（高々約0.3MPa）を加えた値を原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値として示している。本感度解析の結果についても「2.5.2(3)有効性評価の結果」と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を評価する場合、その最高値は、原子炉圧力の最高値（8.97MPa）に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差（高々約0.3MPa）を加えた値の9.27MPaとなるが、この値は最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を下回っている。 (添付資料 2.5.6)</p> <p>(4) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の自動減圧系の自動起動阻止操作については、自動減圧系の自動起動阻止操作が行われなかった場合でも、自動減圧系の作動による減圧開始から低圧注水系による原子炉注水が開始されるまでには、低圧注水系による注水が可能な圧力に原子炉が減圧されるまでの時間があり、この間に自動起動阻止操作又は開放された逃がし安全弁の閉止操作を実施することで低圧注水系による原子炉注水を防止でき、実際にはこの間についても操作時間として確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>操作条件の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ない。 (添付資料 2.5.4)</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。 操作条件の自動減圧系等の作動阻止操作については、解析上、ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）及び原子炉水位異常低下（レベル1）の設定点に到達し自動減圧系タイマーが作動するのは事象発生約230秒後であり、この120秒後に逃がし安全弁（自動減圧機能）が自動開放する。仮に操作が遅れ自動減圧系が作動した場合でも、原子炉圧力が低圧炉心スプレイ系の注水開始圧力に低下するまでに操作を実施することで、原子炉水位上昇による正の反応度印加は防止できるため、これまでの操作時</p>	<p>・東海第二ではベースケースとして反応度の観点で厳しい初期炉心流量85%を設定</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017 年 2 月 15 日版)	東 二	備 考
<p>ほう酸水注入系運転操作は、手順上、事象発生直後に開始する操作としている。ほう酸水注入系の運転開始時間は、主にサプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力に影響するが、事象発生から 10 分後に操作を開始した場合でも、格納容器圧力及び格納容器温度の最大値は原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度をそれぞれ下回ることから、事象発生から 10 分以上の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作については、サプレッションプール水温高警報の発報から 10 分程度あり、操作時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4, 2.5.10)</p> <p>(5) 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>2.5.4 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「原子炉停止機能喪失」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、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 12 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>間余裕が確保されている。逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁にて原子炉減圧をする場合について、同操作を実施している「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」を参照すると、減圧開始から約 160 秒で原子炉圧力が約 2MPa まで低下している。よって、合計で事象発生から約 510 秒程度の時間余裕が確保されている。</p> <p>操作条件のほう酸注入系の起動操作は、仮に操作が遅れた場合、未臨界達成タイミングが遅れることでサプレッション・プール水温の上昇が大きくなる。本重要事故シーケンスにおけるサプレッション・プールの最高水温は約 115℃であり、ほう酸水の炉心部への注水が始まる事象発生の 570 秒後における水温上昇率は 2℃/分程度であることから、限界温度 200℃に対して十分な時間余裕を有している。</p> <p>操作条件の残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却操作は、仮に操作が遅れた場合、格納容器除熱の開始が遅れることで、サプレッション・プール水温の上昇が大きくなる。本重要事故シーケンスにおけるサプレッション・プールの最高水温は約 115℃であり、サプレッション・プール冷却を開始する事象発生の 17 分後における水温上昇率は 2℃/分程度であることから、限界温度 200℃に対して十分な時間余裕を有している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2.5.4, 2.5.9)</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>2.5.4 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「原子炉停止機能喪失」において重大事故等対策に必要な要員は、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示す通り 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>・東海第二では、自動減圧阻止操作を 4 分と設定していることから、ここから自動減圧信号発信（L-1）時間、タイマー時間（120 秒）及び 2MPa 到達時間（TQUV 解析より 160 秒）と積み上げ、定量的に時間余裕を提示</p> <p>・東海第二では、SLC 及び RHR の操作実施基準到達から 10 分の操作余裕時間を設定していないため、操作開始時点のサプレッション・プール水温の上昇率から、操作が遅れた場合でも評価項目に対して十分な余裕時間を有していることを確認</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017 年 2 月 15 日版)	東 二	備 考
<p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系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となる。</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)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所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>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>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失し、反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機</p>	<p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は「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>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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く、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である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>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484kL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想定すると、7日間の運転継続に約131kL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、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>c. 電源</p> <p>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>2.5.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失することで、反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策としてATWS緩和設備（代替原子炉再</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している（軽油貯蔵タンクには期待していない）。</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している（軽油貯蔵タンクには期待していない）。</p>

2.5 原子炉停止機能喪失

比較表

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 (2017年2月15日版)	東 二	備 考
<p>能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段, 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格納容器除熱手段を整備している。また, 重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの, 原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能, 手動での原子炉スクラムの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」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, 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系による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>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>なお, 解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており, いずれの場合においても評価項目を満足することを確認している。 (添付資料 2.5.6, 2.5.7, 2.5.8, 2.5.9)</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転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「原子炉停止機能喪失」において, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱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「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>循環ポンプトリップ機能) による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入手段, 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。また, 重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの, 原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能, 手動での原子炉スクラムの手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止機能喪失」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, ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 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>この結果, 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「原子炉停止機能喪失」において, ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持, ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入, 残留熱除去系による格納容器徐熱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「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>・記載箇所の相違</p>