

4.1 想定事故1

比較表

柏崎 6/7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1 の特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「想定事故1」として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>「想定事故1」では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料プールの注水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、「想定事故1」では、燃料プール代替注水系（可搬型）により使用済燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、燃料プール代替注水系（可搬型）により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>「想定事故1」における機能喪失に対して、使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、燃料プール代替注水系（可搬型）^{*1}による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を図4.1.1 に、手順の概要を図4.1.2 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4.1.1 に示す。</p> <p>「想定事故1」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</p>	<p>4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1 の特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置が取られない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料プールの注水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、想定事故1では、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用して使用済燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用して使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段を整備する。</p> <p>なお、これらの手段はいずれも重大事故等対処設備を用いた手段であり、本来はいずれの設備でも想定事故1において対処可能であるが、手順上、後段の手段である可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段を代表として評価対象とすることとし、その他の注水手段については評価上考慮しないものとする。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第4.1-1図に、対応手順の概要を第4.1-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における手順と設備との関係を第4.1-1表に示す。</p> <p>想定事故1において、必要な要員は、初動対応要員13名及び事象発生から2時間以降に期待</p>	<p>・設備名称の違い</p> <p>・設備の違い</p>

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6/7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>及び緊急時対策要員で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。</p> <p>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^{※2}、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、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員（現場）は8名である。必要な要員と作業項目について図4.1.3に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系（可搬型）として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用出来ない場合においては燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>※2 原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなく、当直副長1名、運転員1名の場合もある。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却系機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>c. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水</p>	<p>する招集要員2名である。</p> <p>初動対応要員の内訳は、発電長1名、副発電長1名、運転操作対応を行う運転員1名、通報連絡等を行う災害対策要員2名、現場操作を行う重大事故等対応要員8名である。</p> <p>招集要員の内訳は、燃料補給作業を行う重大事故等対応要員2名である。必要な要員と作業項目について第4.1-3図に示す。</p> <p>a. 使用済燃料プール冷却機能喪失の確認</p> <p>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（燃料プール冷却モード）の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能の喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>b. 使用済燃料プール注水機能喪失の確認</p> <p>使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により、使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系及び残留熱除去系（による使用済燃料プールへの注水準備を行う。補給水系及び残留熱除去系による注水が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。</p> <p>※：残留熱除去系（燃料プール冷却モード）と系統構成が異なるため、残留熱除去系による使用済燃料プールへの注水が可能な場合がある。</p> <p>使用済燃料プール注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>c. 使用済燃料プール水位、温度監視</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。</p> <p>使用済燃料プール水位、温度を監視するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p>d. 使用済燃料プール冷却機能の復旧操作</p> <p>使用済燃料プール冷却機能（燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系）の復旧操作を対応可能な要員にて実施する。</p> <p>e. 使用済燃料プール注水機能の復旧操作</p> <p>使用済燃料プール注水機能（補給水系及び残留熱除去系）の復旧操作を対応可能な要員にて</p>	<p>・設備の違い</p> <p>・要員の数、呼称の違い</p> <p>・設備の違い</p>

4.1 想定事故1

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>燃料プール代替注水系（可搬型）の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。</p> <p>準備が完了したところで、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、燃料プール代替注水系（可搬型）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位（目安と考える10mSv/h となる通常水位から約2.1m 下の水位）※3 より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※3 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ、十分余裕のある値であり、かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値(約6mSv/h)を考慮した値(10mSv/h)とする。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。</p> <p>「想定事故1」では、使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水し、未臨界が維持される。</p>	<p>実施する。</p> <p>f. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水準備</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。</p> <p>外部電源が喪失している場合、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電し、必要な計装設備及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）に給電する。</p> <p>g. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の準備完了後、使用済燃料プールへの注水を開始することにより、使用済燃料プール水位を回復する。その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位（線量率が10mSv/h となる通常水位から約0.9m 下の水位）※1 より高く維持する。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）等である。</p> <p>※1：必要な遮蔽の目安として設定した10mSv/h は、本事故が重大事故に至るおそれのある事故であること、緊急作業時の被ばく限度が100mSv であること、及び施設定期検査中の原子炉建屋最上階における現場作業の実績値(約3.5mSv/h)を考慮して設定した。</p> <p>h. タンクローリによる燃料補給操作</p> <p>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>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失に伴い使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界が維持される。</p>	

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>また，評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，「想定事故1」における運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。 (添付資料4.1.1, 4.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件 「想定事故1」に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表4.1.2に示す。また，主要な評価条件について，想定事故1特有の評価条件を以下に示す。 なお，本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である，原子炉停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは，崩壊熱は原子炉停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること，また，より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に抱絡される。 (添付資料4.1.1)</p> <p>a. 初期条件 (a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし，保有水量を厳しく見積もるため，使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また，使用済燃料プールの初期水温は，運転上許容される上限の65℃とする。 (b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に，原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して，使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。 なお，崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19m³/hである。 b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系，残留熱除去系，復水補給水系，サプレッションプール浄化系等の機能を喪失するものとする。 (b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源がない場合においても，燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は可能であり，外部電源がある場合と事象進展は同等となるが，資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。 c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 燃料プール代替注水系（可搬型） 使用済燃料プールへの注水は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）1台を使用するものとし，崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る45m³/h^{※4}にて注水する。</p>	<p>また，評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，想定事故1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。 (添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件 想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 4.1-2 表に示す。また，主要な評価条件について，想定事故1特有の評価条件を以下に示す。 なお，本評価では，崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である，原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールについては，崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること，また，より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。 (添付資料 4.1.1)</p> <p>a. 初期条件 (a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし，保有水量を厳しく見積もるため，使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また，使用済燃料プールの初期水温は，運転上許容される上限の 65℃とする。 (b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に，原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 9 日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して，使用済燃料プールの崩壊熱は約 9.1MW を用いるものとする。 なお，崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 15m³/h である。 b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として，残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系，補給水系等の機能が喪失するものとする。 (b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源がない場合においても，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は可能であり，外部電源がある場合と事象の進展は同様であるが，資源の評価の観点から厳しくなる，外部電源がない場合を想定する。 c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン） 使用済燃料プールへの注水は，可搬型代替注水大型ポンプ 1 台を使用するものとする。使用済燃料プールへの注水流量は，燃料の崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回り</p>	<p>・設備の違い</p> <p>・設備設計の違い</p>

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版)	東二	備 考
<p>※4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに45m³/h以上(1台)である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は、緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生12時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 「想定事故1」における使用済燃料プール水位の推移を図4.1.4に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を図4.1.5に示す。</p> <p>a. 事象進展 使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約5℃/h で上昇し、事象発生から約7時間後に100℃に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から12時間経過した時点で燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位が回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、燃料プール代替注水系（可搬型）により、蒸発量に応じた水量を使用済燃料プールに注水し、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等 使用済燃料プール水位は、図4.1.4 に示すとおり、通常水位から約0.4m下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。また、使用済燃料プール水温は事象発生約7時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、図4.1.5 に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約0.4m下の水位になった場合の線量率は、約1.0×10⁻³mSv/h 以下であり、必要な遮蔽の目安と考える10mSv/hと比べて低い値であることから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>事象発生12 時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>燃料損傷防止が可能な流量として、50m³/h を設定する。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生 8 時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 想定事故 1 における使用済燃料プール水位の時間変化を第 4.1-4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 4.1-5 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約 6.9℃/h で上昇し、事象発生から約 5.1 時間後に 100℃に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 8 時間経過した時点で可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を開始することにより、使用済燃料プール水位は回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用し、蒸発量に応じた水量を使用済燃料プールに注水し、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等 使用済燃料プール水位は、第 4.1-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.4m 下まで低下するに留まり、燃料有効長頂部は冠水維持される。また、使用済燃料プール水は事象発生約 5.1 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。</p> <p>また、第 4.1-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.4m 下の水位になった場合の線量率は、約 1.0mSv/h であり、必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階における使用済制御棒ハンガ真上の床面高さとしている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により、水密度によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>事象発生 8 時間後から可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後、蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は残留熱除去系等による冷却を実施することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>・設備の違い</p>

4.1 想定事故1

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>(添付資料4.1.3, 4.1.4)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>「想定事故1」では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表4.1.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、7号炉を代表として、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燃料の崩壊熱、事象発生前の使用済燃料プールの初期水温及び初期水位並びにプールゲートの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水の温度上昇及び水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は、燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなることが考えられ、さらに時間余裕が長くなることが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プールの水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、有効燃料棒頂部に低下するまでの時間及び水位低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなることが考えられるが、本事象における注水操作は、冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、水位低下により原子炉建屋最上階の線量が上昇するため、その現場における長時間の作業は</p>	<p>(添付資料 4.1.3, 4.1.4)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第4.1-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるよう保守的な設定としているが、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の使用済燃料プールの初期水温、及び初期水位、並びにプールゲートの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は9.1MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温上昇及び水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は燃料の崩壊熱の状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～約40℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなることが考えられ、さらに時間余裕が長くなることが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プールの水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、その変動を考慮した場合、通常水位より低くなることも考えられ、それにより時間余裕及び水位低下による異常認知の時間が短くなることが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水位に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で0.70m程度の水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が</p>	<p>・設備名称の違い</p>

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6/7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プールの水温上昇及び蒸発による水位の低下速度は緩和されるが、注水操作は、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さな値となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなるため、沸騰開始時間が遅くなり、水位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。なお、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。さらに、仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.1日）、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.5日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の使用済燃料プールの水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から0.3m程度低下した位置^{※5}）とした場合</p>	<p>上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。このため運転員等操作時間に与える影響はない。なお、本スロッシングの評価には余震の影響は考慮していないが、余震は本震よりも小さな地震動となると考えられ、本震時のスロッシングによってプール水位が約0.70m 低下しているため、プール水温度の上昇による水位の上昇を考慮しても余震による有意な水位低下はないと考えられる。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約1.6倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び蒸発による水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は水温の状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は9.1MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～40℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなるため、沸騰開始時間が遅くなり、水位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が大きくなる。なお、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べてわずかであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合は、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約6時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、その変動を考慮した場合、通常水位より低くなることも考えられ、それにより時間余裕が短くなることが考えられるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.14m 低下した位置）とした場合であっても、放射線の遮蔽</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の違い ・設備設計の違い ・設備設計の違い ・東海第二は、事象発生直後に沸騰開始を想定した場合、注水開始時間前に遮蔽維持水位を下回るが、建屋外での操作が可能であり、現場操作の遮蔽は維持される。 ・設備名称の違い

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>であっても放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.2日），水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.7日）あり，事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は，使用済燃料プールの水位低下により原子炉建屋最上階の線量が上昇するため，その現場における長時間の作業は困難となる。ただし，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため，現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより，6号及び7号炉の使用済燃料プールの水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約26時間後（10mSv/hの場合），通常水位まで回復する時間は事象発生から約45時間後となる。また，水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉 約2.2日）あり，事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は，評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり，本評価条件の不確かさとして，最確条件とした場合，保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ2倍程度となり，使用済燃料プールの水温上昇や蒸発による水位の低下速度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>※5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA広域) の水位低の警報設定値: 6号炉通常水位-225mm, 7号炉通常水位-267mm</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が，運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は，評価上の操作開始時間として事象発生から12時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，評価上の操作開始時間を事象発生12時間後として設定しているが，他の操作はないため，使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能である。よって，評価上の操作開始時間に対し，実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ，使用済燃料プール水位の回復を早める。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は，運転員等操作時間に与える影響として，評価上の操作開始時間に対して，実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ，この場合，使用済燃料プール水位の回復が早くなり，評価項目となるパラメータに対する</p>	<p>が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間，水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は事象発生から2日以上あり，事象発生から8時間後までに可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水が可能であるため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は，最大で約0.70m程度の水位の低下が発生し，使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5時間後となり，それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し，その場における長時間の作業は困難となる。ただし，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため，現場操作に必要な遮蔽は維持される。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は，評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり，本評価条件の不確かさとして，最確条件とした場合，保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約1.6倍となり，使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が，運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 操作の不確かさが操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は，評価上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として，評価上の操作開始時間を事象発生8時間後として設定しているが，他の操作はないため，使用済燃料プールの冷却機能の喪失を認知した時点で注水準備に着手可能である。よって，評価上の操作開始時間に対し，実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ，使用済燃料プール水位の回復を早める。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水操作は，運転員等操作時間に与える影響として，評価上の操作開始時間に対して，実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ，この場合使用済燃料プール水位の回復が早くなり，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>備考</p> <p>< KKとの差異以外の備考 ></p> <ul style="list-style-type: none"> スロッシングによる水位低下量は基準地震動 S s の変更に伴い評価中のため，今後更新予定。

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料4.1.5)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作については、当該操作に対する時間余裕は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.4日）、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.8日）であり、これに対して、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間であることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料4.1.5)</p> <p>(3) まとめ 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、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、運転員等操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 「想定事故1」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、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の64名で対処可能である。 なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、「想定事故1」の対応が、重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中において、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕があり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 「想定事故1」において、必要な水源、燃料及び電源は、「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>(添付資料 4.1.5)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。 操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作に対する時間余裕については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から11時間以上、燃料有効長頂部に到達するまでの時間が事象発生から2日以上であり、これに対して、事故を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から8時間であることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 4.1.5)</p> <p>(3) まとめ 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、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、運転員等操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 想定事故1の重大事故等対策時における必要な初動対応要員は「4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり13名である。「6.2 重大事故等対策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37名で対処可能である。 また、必要な招集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に召集可能な要員の71名で対処可能である。 なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中においては、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上）、原子炉における事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、災害対策要員や招集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は「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>	

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6／7号（2017年3月6日版）	東二	備考
<p>燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約3,100m³必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約6,200m³の水が必要である。水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽へ移送することで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水及び防火水槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>(添付資料4.1.6)</p> <p>b. 燃料 非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間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。燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約7kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉 合計 約1,595kL）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、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水、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>(添付資料4.1.7)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。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>4.1.5 結論 「想定事故1」では、使用済燃料プールの冷却系が喪失し、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。「想定事故1」に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p>	<p>a. 水源 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると合計約2,500m³必要となる。代替淡水貯槽に約4,300m³、淡水貯水池に約5,000m³の水量を保有していることから、7日間の継続した注水が可能である。</p> <p>(添付資料4.1.6)</p> <p>b. 燃料 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。高圧炉心スプレィ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130.3kLの軽油が必要となる。常設代替交流電源設備による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約141.2kL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、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転を想定して約36.6kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。</p> <p>(添付資料4.1.7)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。</p> <p>4.1.5 結論 想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p>	<p>・設備の違い</p>

4.1 想定事故 1

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年3月6日版)	東二	備考
<p>「想定事故1」について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、「想定事故1」に対して有効である。</p>	<p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復させ維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。</p>	