

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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.3 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>本発電用原子炉施設における想定事故について、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>7.3.1 想定事故1</p> <p>7.3.1.1 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、「6.2 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<sup>※1</sup>による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.1-1 図に、手順の概要を第7.3.1-2 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設備と操作手順の関係を第7.3.1-1 表に示す。</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>(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することで燃料損傷に至る。</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<b>対処設備</b>の有効性評価<b>としては</b>、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>以上により、想定事故1 では、使用済燃料プールへの注水の確保を行うことによって、燃料損傷の防止を図るとともに、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、<b>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）</b>を使用した使用済燃料プールへの注水手段、<b>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）</b>を使用した使用済燃料プールへの注水手段、<b>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）</b>を使用した使用済燃料プールへの注水手段を整備する。また、<b>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（常設スプレイヘッド）</b>を使用した使用済燃料プールへの注水手段、<b>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）</b>を使用した使用済燃料プールへの注水手段及び<b>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（可搬型スプレイノズル）</b>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>・設備の違い</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<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及び緊急時対策要員で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員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第7.3.1-3図に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系として、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）の注水手段が使用でき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>a. 使用済燃料プールの冷却機能喪失確認        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る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。        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（SA）等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認        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。        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（SA）等である。</p>	<p>本評価では、対応操作に時間を要する可搬型設備を用いた手段を対象とすることとし、この中から、地震・津波の影響を受けず、手順上で優先順位の高い西側淡水貯水設備を水源とする、可搬型代替注水中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。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、災害対策要員（初動）17名及び参集要員2名である。</p> <p>災害対策要員（初動）の内訳は、当直発電長1名、当直副発電長1名、運転操作対応を行うための当直運転員3名、指揮、通報連絡を行うための災害対策要員（指揮者等）4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員8名である。</p> <p>参集要員の内訳は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名である。</p> <p>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（残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系）        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（燃料プール冷却機能）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。        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（補給水系、残留熱除去系）        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<sup>※</sup>操作を行う。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が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能が喪失したことを確認する。        ※ 残留熱除去系（燃料プール冷却機能）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がある。        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        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</p>	<p>・有効性評価の対象とする対策の考え方を記載</p> <p>・要員の数、呼称の違い</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>c. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>燃料プール代替注水系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。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系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するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽<sup>※2</sup>を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系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>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>(添付資料 4.1.1)</p> <p>d. 使用済燃料プール冷却機能の回復操作                  使用済燃料プール冷却機能 (残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系) の回復操作を実施する。</p> <p>e. 使用済燃料プール注水機能の回復操作                  使用済燃料プール注水機能 (補給水系、残留熱除去系) の回復操作を実施する。</p> <p>f. 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操作                  中央制御室からの遠隔操作により、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を実施する。                  なお、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は評価上考慮しない。                  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操作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>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 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールの準備操作                  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 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールの準備操作として、ホース及び可搬型スプレイノズルを設置する。本作業は、原子炉建屋原子炉棟内での作業を伴うことから、原子炉建屋原子炉棟内での作業環境が悪化する前に実施するため、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と同時並行で実施する。なお、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 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールの準備操作は評価上考慮しない。</p> <p>h. 可搬型代替注水中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                  可搬型代替注水中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、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。                  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中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) の電動弁に給電する。                  緊急用母線を受電に必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。                  可搬型代替注水中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</p>	<p>・東海第二は解析上考慮しない操作についても記載</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は 10mSv/h とする。想定事故 1 における原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は 1 時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも 10mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業は、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) を使用する場合、可搬型スプレイヘッド及びホースの設置が想定される。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、定期検査作業時での原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線量率を考慮した値である。</p> <p>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>7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      想定事故 1 で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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が維持される。未臨界については、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、維持される。</p>	<p>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最低水位 (線量率が 10mSv/h*となる通常水位から約 0.86m 下の水位) より高く維持する。</p> <p>※ 本想定事故における必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間から 10mSv/h に設定した。原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作は、重大事故等対応要員による使用済燃料プールの準備操作 (ホース敷設、可搬型スプレイノズル設置) を想定しており、原子炉建屋原子炉棟 6 階を含め、原子炉建屋内に滞在する時間は 2.2 時間以内である。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 22mSv であり、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。</p> <p>また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階での被ばく量は限定的である。</p> <p>可搬型代替注水中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 (SA 広域) 等である。</p> <p>i. タンクローリによる燃料給油操作                      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中型ポンプに燃料給油を実施する。</p> <p>以降、使用済燃料プール水位の維持は、可搬型代替注水中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継続的に実施する。</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価                      (1) 有効性評価の方法                      想定事故 1 の評価においては、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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」を想定する。</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最低水位 (線量率が 10mSv/h となる通常水位から約 0.86m 下の水位) を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される使用済燃料プール水位を確保できることで、燃料有効長頂部の冠水は維持される。また、未臨界が維持されることについては、使用済燃料プール水の水密度によらず未臨界が維持できることを評価する。</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）  
 黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	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。</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7.3.1-2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。</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19m<sup>3</sup>/hである。</p> <p>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。          外部電源が使用できない場合においても，燃料プール代替注水系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い評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</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。</p> <p>(添付資料4.1.2, 4.1.3)</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，崩壊熱及び当直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，より多くの当直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。</p> <p>(添付資料4.1.2)</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ほか<sup>青</sup>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<sup>黒</sup>，使用済燃料プールの崩壊熱として約9.1MWを用いるものとする。          なお，この<sup>青</sup>ときの崩壊熱による保有水の蒸発を補うために必要な注水量（水源温度35℃）は約13m<sup>3</sup>/hである。</p> <p>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（使用済燃料プール水の冷却及び補給<sup>青</sup>），燃料プール冷却浄化系，補給水系の機能が喪失するものとする。          (b) 外部電源          外部電源はない<sup>青</sup>ものとする。          外部電源がない場合においても，可搬型代替注水中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進展は同様<sup>青</sup>となる<sup>黒</sup>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。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>・注水流量が十分であることを明確にするため，必要な注水量を記載</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(a) 燃料プール代替注水系            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）4 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 45m<sup>3</sup>/h※3 にて注水する。            ※3 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 45m<sup>3</sup>/h 以上(4 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、「6.3.5 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第 7.3.1-4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 7.3.1-5 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 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。            その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、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 7.3.1-4 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、有効燃料棒頂部は冠水維持される。            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。            また、第 7.3.1-5 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 1.0×10<sup>-3</sup>mSv/h 以下であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h※2 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</p>	<p>(a) 可搬型代替注水中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、可搬型代替注水中型ポンプ 2 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燃料損傷防止が可能な流量として、50m<sup>3</sup>/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) 可搬型代替注水中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、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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作（ホース敷設、可搬型スプレイノズル設置）の終了後から開始するものとし、可搬型代替注水中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の時間を考慮して、事象発生 8 時間後から注水を開始する。</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中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、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しつつ、使用済燃料プールの冷却機能の回復に努める。</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 0.38m 下まで低下するにとどまり、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。            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 0.38m 下の水位になった場合の線量率は、約 1.1mSv/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原子炉棟 6 階における制御棒貯蔵ハンガ真上の床面高さとしている。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋オペレーティングフロア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、本事象においても未臨界は維持される。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、「6.2.3.2 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>7.3.1.3 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7.3.1-2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、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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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の上昇及び使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定</p>	<p>使用済燃料プールでは燃料集合体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中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回復に努める。回復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>以上により、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。        (添付資料 4.1.4, 4.1.5, 4.1.13)</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>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。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、可搬型代替注水中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、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>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約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と同等以下となる。崩壊熱約9.1MWの場合は、評価条件と最確条件は同等であることから運転員操作時間に与える影響はない。また、崩壊熱約9.1MW未満の場合は、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、使用済燃料プールの冷却機能の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>	

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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の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が、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>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。</p> <p>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>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、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ことから、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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済</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から考えられ、<b>その場合には、更に</b>時間余裕が長くなるが、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、<b>使用済燃料プールの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、</b>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、<b>その場合には、</b>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、<b>使用済燃料プールの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、</b>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（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）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<b>原子炉棟6階</b>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、可搬型代替注水中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。</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、<b>使用済燃料プールの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、</b>運転員等操作時間に与える影響はない。          （添付資料4.1.6, 4.1.7, 4.1.8）</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約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と同等以下となる。<b>崩壊熱約9.1MWの場合は、評価条件と最確条件は同等であることからパラメータに与える影響はない。また、崩壊熱約9.1MW未満の場合は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、</b>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℃～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水温より低くなるため、沸騰開始時間が</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>燃料プール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が大きくなる。また、自然蒸発、使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位低下開始時間より早く使用済燃料プール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の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。さらに、使用済燃料プール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使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、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1日以上（10mSv/h※2の場合、6号及び7号炉は約1.1日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約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による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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、使用済燃料プールが通常水位から有効燃料棒頂部まで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（通常水位から約0.3m下※4）と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※2の場合、6号及び7号炉は約1.2日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約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による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、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水位が原子炉建屋オペレーティングフロア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1.1日後（10mSv/h※2の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール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</p>	<p>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（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）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原子炉棟6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、可搬型代替注水中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。また、燃料有効長頂部まで水位が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中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。</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、その場合には、より時間余裕が短くなるが、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、放射線の遮蔽が維持される最低水位（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）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中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（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）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原子炉棟6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、可搬型代替注水中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。また、燃料有効長頂部まで水位が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中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。なお、本スロッシングの評価には余震の影響を考慮していないが、余震は本</p>	<p>・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、建屋外の操作が可能であり、現場操作の遮蔽は維持される</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(6号及び7号炉は約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による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール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。</p> <p>※4 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、操作の不確かさを「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、当該操作は他の操作との重複はなく、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り、その準備操作にかかる時間は360分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から12時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系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、実態の操作開始時間が早まり、使用済燃料プール水位の回復を早め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>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>操作条件の可搬型代替注水中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、本操作は、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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールスプレインの準備操作（ホース敷設、可搬型スプレインノズル設置）の終了後から開始するものであり、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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールスプレインの準備操作の所要時間、及び可搬型代替注水中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の所要時間を考慮すると、実際には使用済燃料プールへの注水開始時間は早くなることが考えられるため、使用済燃料プール水位の回復は早くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の可搬型代替注水中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 style="text-align: right;">(添付資料 4.1.9)</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(2) 操作時間余裕の把握            操作開始時間の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による使用済燃料プールへの注水操作については、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1日以上（10mSv/h※2の場合、6号及び7号炉は約1.4日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.8日）であり、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時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</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、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価            (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おける必要な要員は、「7.3.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。「7.5.2 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、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、原子炉運転中を想定した場合、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℃に到達するまで最低でも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、「7.5.1(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。            a. 水源</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中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（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）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、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。            （添付資料4.1.9）</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。この結果、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            (1) 必要な要員の評価            想定事故1の重大事故等対策における必要な災害対策要員（初動）は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり17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」で説明している災害対策要員（初動）の37名で対処可能である。            また、必要な参集要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり2名であり、参集要員72名に含まれることから対処可能である。</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。            a. 水源</p>	<p>・ 要員の数、呼称の違い            ・ 運転中における原子炉の重大事故等との重畳時の要員については、各シーケンスの中で評価している</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>燃料プール代替注水系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、号炉あたり約3,100m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約6,200m<sup>3</sup>の水が必要である。</p> <p>水源として、淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>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753kLの軽油が必要となる。</p> <p>燃料プール代替注水系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（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・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13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,549kL）。</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、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備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>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。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、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・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>可搬型代替注水中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注水操作については、7日間の対応を考慮すると、合計約2,120m<sup>3</sup>の水が必要となる。</p> <p>水源として、西側淡水貯水設備に4,300m<sup>3</sup>の水を保有していることから、水源が枯渇することはなく、7日間の対応が可能である。</p> <p>(添付資料 4.1.10)</p> <p>b. 燃 料</p> <p>外部電源喪失を想定した場合、事象発生直後から7日間の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2台）の運転を想定すると、非常用ディーゼル発電機については約484.0kL、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機については約130.3kL、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2台）については約141.2kL、合計で約755.5kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2台）による7日間の電源供給の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ（2台）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7日間の可搬型代替注水中型ポンプ（2台）の運転を想定すると、約12.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約210kLの軽油を保有していることから、可搬型代替注水中型ポンプ（2台）による代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した7日間の使用済燃料プールへの注水の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給について、事象発生直後から7日間の緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kLの軽油を保有していることから、緊急時対策所用発電機による7日間の電源供給の継続が可能である。</p> <p>(添付資料 4.1.11)</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、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>常設代替交流電源設備からの電源供給を考慮する負荷については約394kW 必要であるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2台）の連続定格容量は2,208kW であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機については、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 4.1.12)</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故1）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.3.1.5 結論</p> <p>想定事故1では、使用済燃料プールの冷却系が機能喪失し、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>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>4.1.5 結 論</p> <p>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集合体が露出し、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、可搬型代替注水中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>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、可搬型代替注水中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、安定状態を維持することができる。</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、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、可搬型代替注水中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>	

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 7.3.1-1 表 「想定事故 1」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの水温が上昇する。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。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	—	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	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温度上昇による蒸気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。	—	—	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ (高レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を回復し、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維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (RLL)	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイヘッドを用いた燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により使用済燃料プール水位を回復し、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維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (RLL)	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (高レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)

別紙 7-3-1

10-7-3-12

第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プール冷却機能喪失の確認 (残留熱除去系、燃料プール冷却機能)	・使用済燃料プールの冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの水温が上昇する。燃料プールの冷却機能喪失が困難な場合、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。 ・使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水温度上昇による蒸気により、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、使用済燃料プール注水機能が喪失したことを確認する。 ・使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。	—	—	使用済燃料プール温度 (SA) 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*
使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (補給水系、残留熱除去系)	・使用済燃料プール注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの注水機能が喪失したことを確認する。 ・使用済燃料プール注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの注水機能が喪失したことを確認する。	—	—	使用済燃料プール温度 (SA) 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*
使用済燃料プール水位、温度の監視	・使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。	—	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	・使用済燃料プールの冷却機能 (残留熱除去系、燃料プール冷却機能) の回復操作を実施する。	—	—	—
使用済燃料プール注水機能の回復操作	・使用済燃料プールの注水機能 (補給水系、残留熱除去系等) の回復操作を実施する。	—	—	—

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 : 有効性評価上考慮しない操作

4.1-26

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機

東海第二発電所

備考

第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水水系ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プールの水位を回復する。 ・その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プールの水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。 ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水 (可搬型スプレインノズル) を使用した使用済燃料プールの準備操作	・常設低圧代替注水水系ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プールの水位を回復する。 ・その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プールの水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。 ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水 (可搬型スプレインノズル) を使用した使用済燃料プールの準備操作	常設低圧代替注水水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	可搬型スプレインノズル	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用 M/C 電圧
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) への注水操作は、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。 ・外部電源が喪失している場合は、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中型ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) の電動弁に給電する。 ・可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールの注水を開始することにより、使用済燃料プールの水位を回復する。 ・その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プールの水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。 ・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中型ポンプに燃料給油を実施する。	・可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) への注水操作は、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。 ・外部電源が喪失している場合は、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中型ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) の電動弁に給電する。 ・可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プールの注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールの注水を開始することにより、使用済燃料プールの水位を回復する。 ・その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プールの水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。 ・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中型ポンプに燃料給油を実施する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ 水中型ポンプ	緊急用 M/C 電圧 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
タンクローリによる燃料給油操作	可搬型設備用軽油タンク	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	ー

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの  
 : 有効性評価上考慮しない操作

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

第7.3.1-2表 主要評価条件 (想定事故1) (1/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約2,093m <sup>3</sup> ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値
事故条件	燃料の崩壊熱	約11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後10日 <sup>※2</sup> ) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出
	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喪失	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、復水補給水系等の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定

※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。  
 ※2 柏崎刈羽原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は出しの最短時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

10-7-3-41

東海第二発電所

備考

第4.1-2表 主要評価条件 (想定事故1)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約1,189m <sup>3</sup>	使用済燃料プールの保有水量を厳しく見積もるため、プールゲート閉時の水量を設定
	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位 (燃料有効長頂部から約7.26m上) を設定
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	通常運転中の最大値として、保安規定の運転上の制限を設定
事故条件	燃料の崩壊熱	約9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t	原子炉の停止後最短時間 (原子炉停止後9日) ※1で取り出され全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大数貯蔵されていることを想定し、崩壊熱はORIGEN2を用いて算出
	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喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失として、残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)、燃料プール冷却浄化系及び補給水系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関連する機器条件	可搬型代替注水中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流量	50m <sup>3</sup> /h	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燃料損傷防止が可能な流量として設定
	可搬型代替注水中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注水系 (注水ライン) による代替燃料プール注水系 (可搬型代替注水中型ポンプ) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型代替注水中型ポンプ) の準備操作 (ホース敷設、可搬型代替注水中型ポンプの終了後から開始するもの) とし、可搬型代替注水中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の時間を考慮して設定	事象発生から8時間後	可搬型代替注水中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注水系 (可搬型代替注水中型ポンプ) による代替燃料プール注水系 (可搬型代替注水中型ポンプ) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型代替注水中型ポンプ) の準備操作 (ホース敷設、可搬型代替注水中型ポンプの終了後から開始するもの) とし、可搬型代替注水中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の時間を考慮して設定

※1 東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後から全燃料取出完了までの最短期間である約9日を考慮して原子炉停止後9日を設定。原子炉停止後9日とは発電機解列以前からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

4.1-28



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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機		東海第二発電所	備 考
別紙 7-3-2			
第 7.3.1-2 表 主要評価条件 (想定事故 1) (2/2)			
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	燃料プール代替注水系	45m <sup>3</sup> /h (4 台) ※1 で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系による使 用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後まで は、その機能に期待しないと仮定
※1 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 45m <sup>3</sup> /h 以上 (4 台) である。			

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

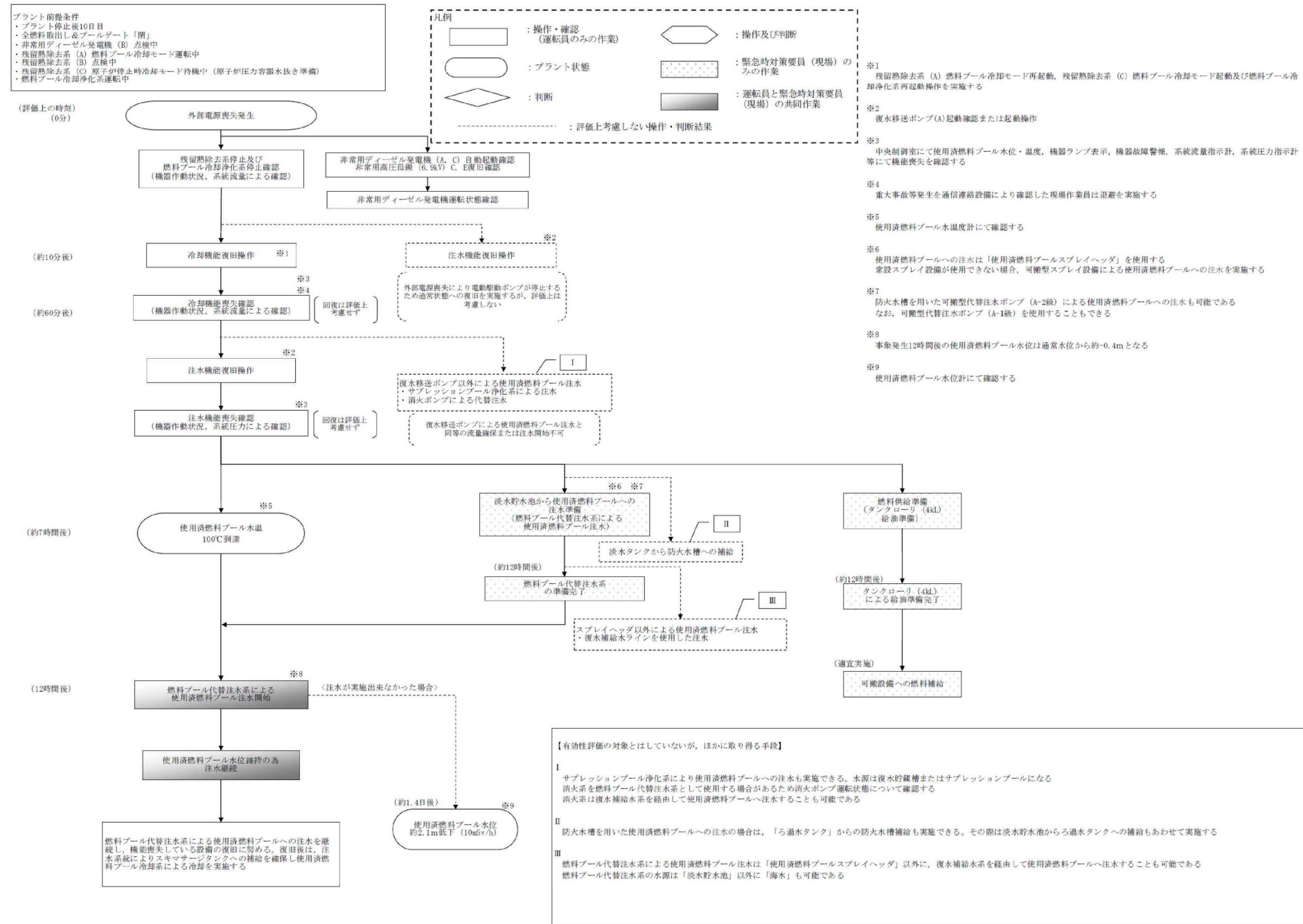
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>10-7-3-46</p>	<p>第4.1-1図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図</p>	<p>第7.3.1-1図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)</p>

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽発電所6/7号機

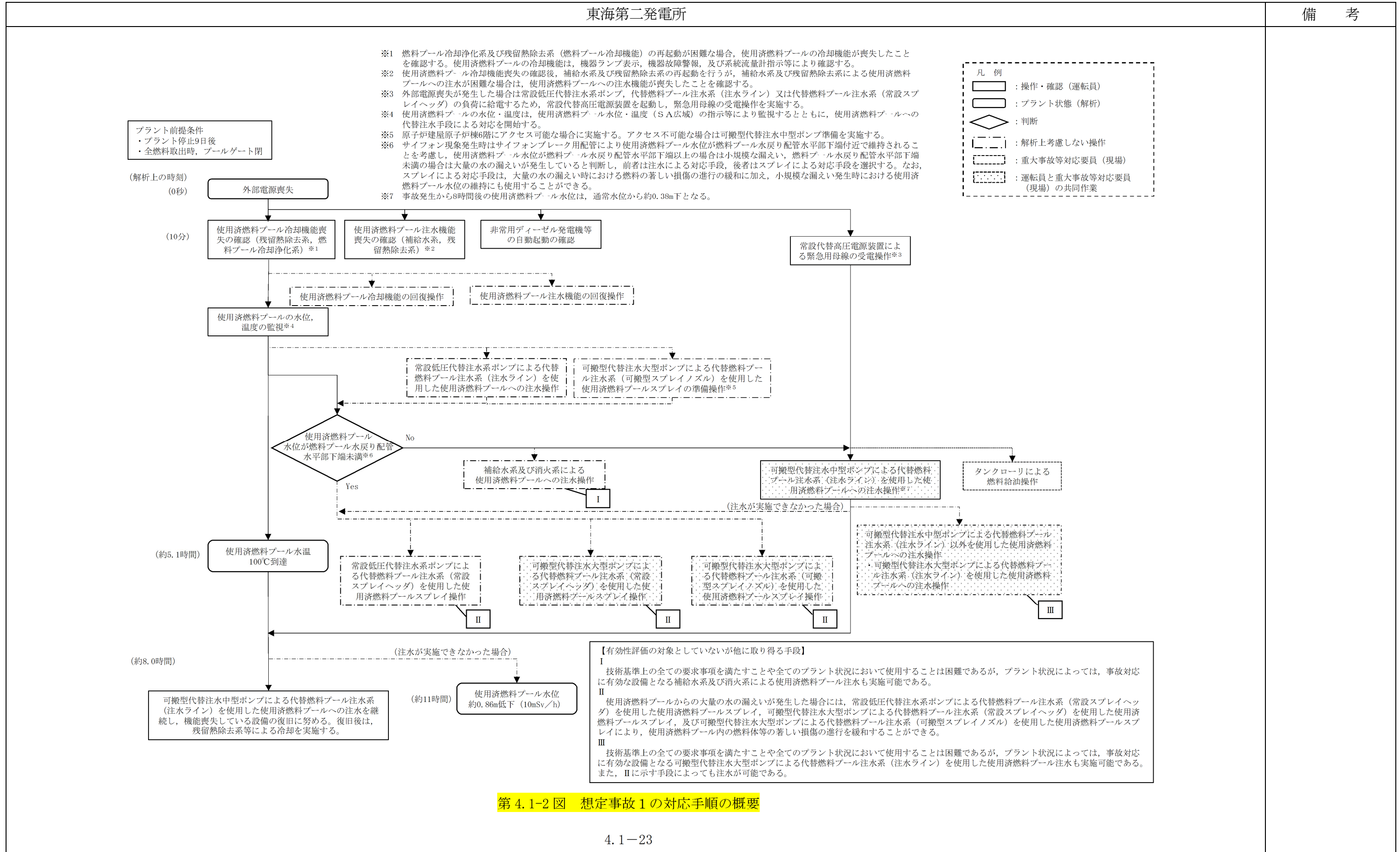
備考

別紙7-3-5



第 7.3.1-2 図 「想定事故1」の対応手順の概要

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)



第 4.1-2 図 想定事故1の対応手順の概要

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽発電所6 / 7号機

備考

別紙 7-3-6

想定事故1							経過時間 (時間)														備考			
							1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	事件発生 ▼約7時間 使用済燃料プール水温100℃到達 ▼プラント状況確認 ▼約90分 冷却機能喪失確認 注水機能喪失確認 12時間 使用済燃料プール注水開始																
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡																		
	指揮者	6号	当直副長	1人		各号炉運転操作指揮																		
通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡																			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
状況判断	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・使用済燃料プール冷却系停止確認 (燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ) ・非常用ディーゼル発電機 自動起動確認	10分	適宜実施															
使用済燃料プール冷却系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール冷却系 機能回復 (燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ)		対応可能な要員により対応する															
使用済燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール注水系 機能回復 (復水補給水系)		対応可能な要員により対応する															
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水 (常設スプレイヘッド使用)	-	-	-	-	6人		・放射線防護装置準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水	10分	360分	適宜実施														
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイヘッド使用) (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプを用いた使用済燃料プール注水準備 (建屋内ホース敷設、可搬型スプレイヘッド設置) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプを用いた使用済燃料プール注水準備 (建屋内ホース接続) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から建屋内ホース)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水			常設スプレイヘッド使用不可の場合要員を確保して対応する														
給油準備	-	-	-	-	2人		・放射線防護装置準備 ・軽油タンクからタンクローリ (4kL) への補給	10分	140分	タンクローリ (4kL) 残量に応じて適宜軽油タンクから補給														
給油作業	-	-	-	-			・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油			適宜実施														
必要人員数 合計	1人 A	1人 a	0人	0人	8人																			

第 7.3.1-3 図 「想定事故1」の作業と所要時間

10-7-3-17

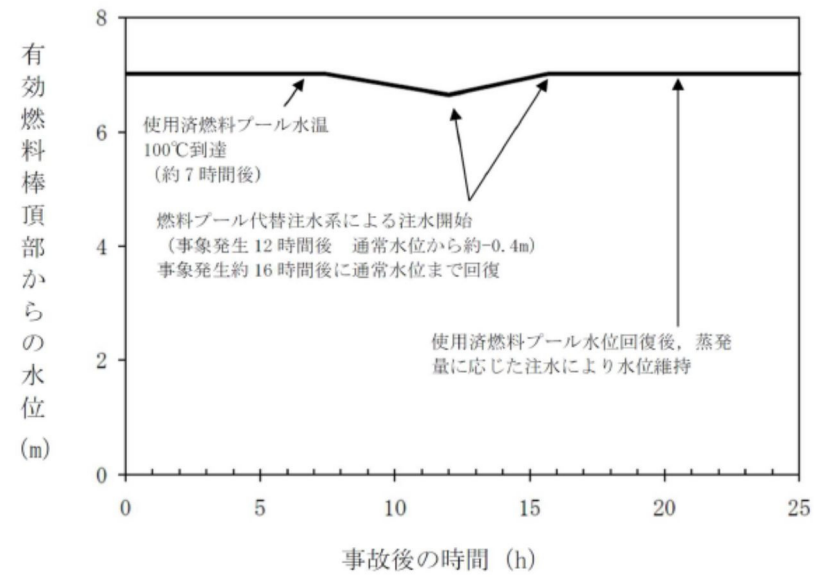
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故1)

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）  
 黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

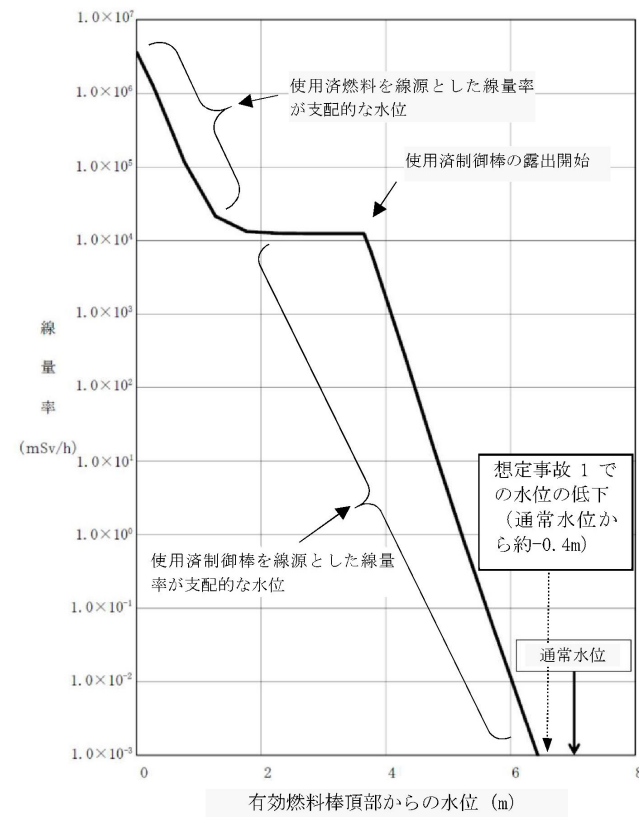
東海第二発電所					想定事故1											備考
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間 (時間)											備考
	責任者	当直発電長	1人		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
状況判断	1人 A	-	-	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール冷却機能喪失の確認(残留熱除去系, 燃料プール冷却浄化系) ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認(補給水系, 残留熱除去系)	▽約5.1時間 使用済燃料プール水温100℃到達											
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	-	2人 B, C	-	●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)の回復操作, 失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない
使用済燃料プール注水機能の回復操作	-	【2人】 B, C	-	●使用済燃料プール注水機能(補給水系, 残留熱除去系)の回復操作, 失敗原因調査	適宜実施											
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分											
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操作	【1人】 A	-	-	●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)の系統構成操作及び使用済燃料プールへの注水操作	15分											解析上考慮しない
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(可搬型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールの準備操作	-	-	8人 a~h	●原子炉建屋への移動 ●ホース敷設, 可搬型スプレインノズル設置* ●可搬型設備の保管場所への移動	40分 130分 30分											解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟6階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟6階での作業を含む
可搬型代替注水中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	-	-	【8人】 a~h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動, ホース敷設等の操作	170分											
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水中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注水の系統構成操作(電動弁の開操作)	4分											
	-	-	【2人】 a, b	●可搬型代替注水中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	起動後適宜状態監視											
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	90分											タンクローリの残量に応じて適宜軽油タンクから給油
必要員合計	1人 A	2人 B, C	8人 a~h 及び参集2人													適宜実施

第4.1-3図 想定事故1の作業と所要時間

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機



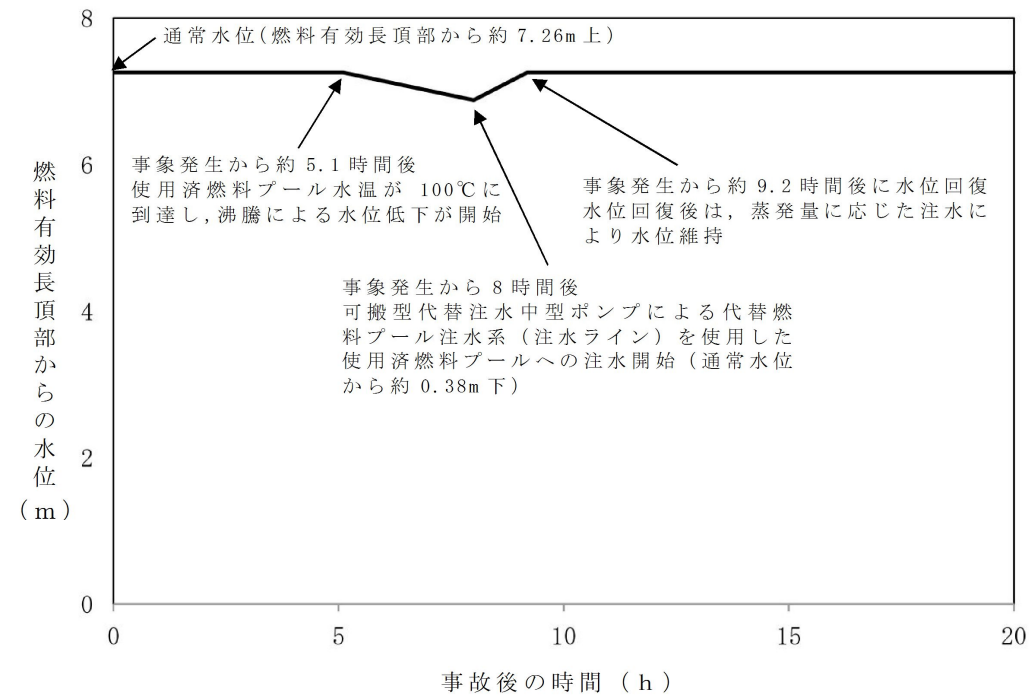
第7.3.1-4図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)



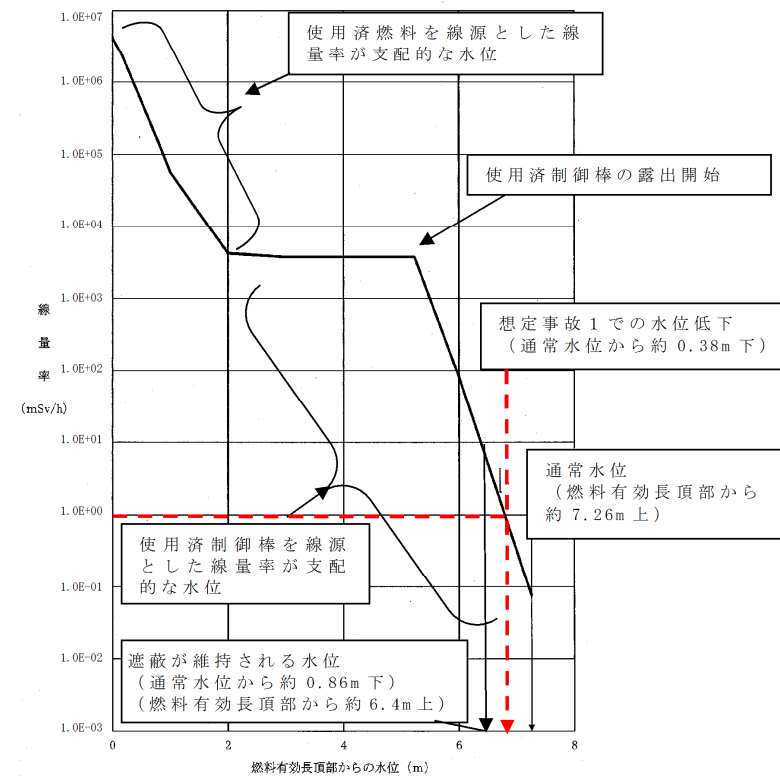
第7.3.1-5図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故1)

10-7-3-49

東海第二発電所



第4.1-4図 使用済燃料プール水位の変化



第4.1-5図 線量評価点における線量率と水位の関係

4.1-25

備考

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）  
 黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.3.2 想定事故2</p> <p>7.3.2.1 想定事故2 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，「6.2 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2として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故2 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2 では，使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール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位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。本想定事故は，使用済燃料プール水の漏えい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，使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び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2 では，使用済燃料プール水の漏えいの停止及び燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水によって，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2 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，<b>運転員による使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい停止手段</b>，サイフォンブレイク孔による漏えい停止機能及び燃料プール代替注水系<sup>*1</sup>による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.2-1 図に，手順の概要を第7.3.2-2 図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.3.2-1 表に示す。</p>	<p>4.2 想定事故2</p> <p>4.2.1 想定事故2 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2として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。</p> <p>(2) 想定事故2 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2 では，使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール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位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。本想定事故は，使用済燃料プール水の漏えい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，<b>重大事故等対処設備の有効性評価としては</b>，使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び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>以上により，想定事故2 では，使用済燃料プール水の漏えいの停止や，使用済燃料プールへの注水の確保を行うことによって，燃料損傷の防止を図るとともに，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2 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，サイフォンブレイク用配管による使用済燃料プール保有水のサイフォン現象による漏えいの防止手段，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中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，<b>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。また，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（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手段，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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段を整備する。</b></p> <p><b>本評価では，対応操作に時間を要する可搬型設備を用いた手段を対象とすること</b></p>	<p>・東海第二は，静的サイフォンブレイクの効果に期待する</p> <p>・設備の違い</p>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故2)

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>想定事故2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22名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名(6号及び7号炉兼任)、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員(現場)は8名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第7.3.2-3図に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系として、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)の注水手段が使用でき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>a. 使用済燃料プール水位低下確認                      使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。                      使用済燃料プールの水位低下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(SA)等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認                      使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、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、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。                      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(SA)等である。</p>	<p>とし、この中から、地震・津波の影響を受けず、手順上で優先順位の高い西側淡水貯水設備を水源とする、可搬型代替注水中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。これらの対策の概略系統図を第4.2-1図に、対応手順の概要を第4.2-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における手順と設備の関係を第4.2-1表に示す。</p> <p>想定事故2において必要な要員は、災害対策要員(初動)17名及び参集要員2名である。</p> <p>災害対策要員(初動)の内訳は、当直発電長1名、当直副発電長1名、運転操作対応を行うための当直運転員3名、指揮、通報連絡を行うための災害対策要員(指揮者等)4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員8名である。</p> <p>参集要員の内訳は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第4.5.2-3図に示す。</p> <p>a. 使用済燃料プール水位低下の確認                      燃料プール冷却浄化系配管の破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下する。使用済燃料プールの水位が低下したことを使用済燃料プール水位低警報の発信等により確認する。                      使用済燃料プール水位低下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)である。                      (添付資料4.1.1)</p> <p>b. 使用済燃料プール注水機能喪失の確認(補給水系、残留熱除去系)                      喪失した使用済燃料プールの保有水を補給するため、残留熱除去系及び補給水系による使用済燃料プールへの注水操作を行う。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操作が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能が喪失したことを確認する。                      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                      使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。                      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</p>	<p>・要員の数、呼称の違い</p> <p>・東海第二は、残留熱除去系に比べて耐震性の低い燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>c. 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離</p> <p>使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、使用済燃料プールからの漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系配管の手動弁を閉止することで、使用済燃料プールからの漏えい箇所の隔離が完了する。</p> <p>d. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>燃料プール代替注水系の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し、開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系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を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽<sup>※2</sup>を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系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設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故2における原子炉</p>	<p>プール水位・温度（SA広域）等である。</p> <p>d. 使用済燃料プール注水機能の回復操作</p> <p>使用済燃料プール注水機能（残留熱除去系及び補給水系）の回復操作を実施する。</p> <p>e. 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操作</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により、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を実施する。</p> <p>なお、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は評価上考慮しない。</p> <p>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操作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>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（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作</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（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作として、ホース及び可搬型スプレインズルを設置する。本作業は、原子炉建屋原子炉棟内での作業を伴うことから、原子炉建屋原子炉棟内での作業環境が悪化する前に実施するため、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と同時並行で実施する。なお、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（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作は評価上考慮しない。</p> <p>g. 可搬型代替注水中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</p> <p>可搬型代替注水中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、使用済燃料プールの水位低下に伴う異常の認知を起点とし、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機能喪失の確認後に開始する。</p> <p>外部電源が喪失している場合は、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中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）の電動弁に給電する。</p> <p>緊急用母線を受電に必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</p>	<p>・東海第二は、静的サイフォンブレーカの効果に期待する</p> <p>・東海第二は、原子炉建屋内の環境条件が悪化する前に可搬型スプレインズルを準備することを記載</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）  
 黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり，作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため，緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業は，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）を使用する場合における可搬型スプレイヘッド及びホースの設置，及びサイフォン現象による使用済燃料プール水流出を原子炉建屋オペレーティングフロアで隔離する場合における弁の手動隔離が想定される。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは，定期検査作業時での原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線量率を考慮した値である。</p> <p>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>7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価            (1) 有効性評価の方法            想定事故2で想定する事故は，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。</p> <p>なお，使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため，使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており，また，燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに，使用済燃料プールに入る配管には逆止弁を設け，配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。使用済燃料プー</p>	<p>可搬型代替注水中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最低水位（線量率が10mSv/h*となる通常水位から約0.86m下の水位）より高く維持する。</p> <p>※ 本想定事故における必要な遮蔽の目安とした線量率は，原子炉建屋原子炉棟6階での作業時間から10mSv/hに設定した。原子炉建屋原子炉棟6階での操作は，重大事故等対応要員によ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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作（ホース及び可搬型スプレイノズルの設置）を想定しており，原子炉建屋原子炉棟6階を含め，原子炉建屋内に滞在する時間は2.2時間以内である。そのため，重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも22mSvであり，緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>また，作業員等が事象発生時に原子炉建屋原子炉棟6階に滞在していた場合でも，事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため，原子炉建屋原子炉棟6階での被ばく量は限定的である。</p> <p>可搬型代替注水中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（SA広域）等である。</p> <p>i. タンクローリによる燃料給油操作            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中型ポンプに燃料給油を実施する。</p> <p>以降，使用済燃料プール水位の維持は，可搬型代替注水中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継続的に実施する。</p> <p>4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価            (1) 有効性評価の方法            想定事故2の評価においては，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」を想定する。</p> <p>なお，使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため，使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており，また，燃料プール冷却浄化系はスキマ堰を越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに，使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設け，サイフォン現象により，使用済燃料プール水が流出しない設計としている。使用済燃料プールに入る配管の真空破壊弁は</p>	<p>・設備の違い</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>ルに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。</p> <p>想定事故2では、残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。漏えいの隔離及び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が維持される。未臨界については、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、維持される。</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2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>想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.2-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>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。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>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。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>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。</p>	<p>動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では閉固着を想定する。</p> <p>想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断の後、使用済燃料プール水の漏えいが発生するが、サイフォンブレイク用配管により使用済燃料プール水のサイフォン現象による漏えいは防止され、使用済燃料プール水位の低下は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）で停止する。その後、崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を用いた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最低水位（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される使用済燃料プール水位を確保できることで、燃料有効長頂部の冠水は維持される。また、未臨界が維持されることについては、使用済燃料プール水の密度によらず未臨界が維持できることを評価する。</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2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>(添付資料4.1.4, 4.2.1, 4.2.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.2-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では、崩壊熱及び当直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、より多くの当直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。</p> <p>(添付資料4.2.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>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。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>使用済燃料プールには貯蔵燃料のほか、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、使用済燃料プールの崩壊熱として約9.1MWを用いるものとする。</p>	<p>・東海第二は、残留熱除去系に比べて耐震性の低い燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定</p> <p>・東海第二は、静的サイフォンブレイクの効果に期待する</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 19m<sup>3</sup>/h である。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(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、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 配管損傷の想定          使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管<sup>※3</sup>の貫通クラックによる損傷を想定する。当該配管は低圧設計の配管であることから、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷を想定する。          ※3 使用済燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは、燃料プール冷却浄化系のディフューザ配管以外になく、よって当該配管に接続される系統のうち、配管内径及び損傷時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定。</p> <p>(c) サイフォン現象による漏えい量          燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約 70m<sup>3</sup>/h となる。          なお、評価においてはディフューザ配管のサイフォンブレイク孔による漏えい停止効果には期待しないものとする。</p> <p>(d) 外部電源          外部電源は使用できないものと仮定する。          外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系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い評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 燃料プール代替注水系          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）4 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 45m<sup>3</sup>/h<sup>※4</sup>にて注水する。          ※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 45m<sup>3</sup>/h 以上（4 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、「6.3.5 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>なお、このときの崩壊熱による保有水の蒸発を補うために必要な注水量（水源温度 35℃）は約 13m<sup>3</sup>/h である。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(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、燃料プール冷却浄化系、補給水系及び残留熱除去系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(b) 配管破断の想定          使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。</p> <p>(c) 使用済燃料プール水位の低下          破断を想定している燃料プール冷却浄化系配管に設置されている 2 個の真空破壊弁については、閉固着を仮定する。サイフォン現象による使用済燃料プールの水位低下は、サイフォンブレイク用配管により、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）で停止することを想定する。なお、このときの水位低下は、保守的に瞬時に上記水位まで低下することを想定する。          （添付資料 4.2.3）</p> <p>(d) 外部電源          外部電源はないものとする。          外部電源がない場合においても、可搬型代替注水中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進展は同様となるが、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。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 可搬型代替注水中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、可搬型代替注水中型ポンプ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燃料損傷防止が可能な流量として、50m<sup>3</sup>/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>・注水流量が十分であることを明確にするため、必要な注水量を記載</p> <p>・東海第二は、保守的に瞬時に水位が低下すると想定している。このため、配管破断の規模を詳細に設定していない</p> <p>・設備の違い</p> <p>・東海第二は、静的サイフォンブレーカの効果に期待する</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(a) 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は、事象発生から150分後に完了する。</p> <p>(b) 燃料プール代替注水系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。なお、サイフォンブレイク孔の効果に期待する場合、事象発生から約100分後に漏えいが停止するため、運転員による漏えい停止操作での対応に比べ、その後の事象進展や評価項目となるパラメータが緩和されることから本評価では運転員による使用済燃料プールの漏えい箇所の隔離操作による対応を示す。</p> <p>(3) 有効性評価の結果          想定事故2における使用済燃料プール水位の推移を第7.3.2-4図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第7.3.2-5図に示す。</p> <p>a. 事象進展          残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プール水は漏えいし、使用済燃料プール水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。原子炉建屋2階にある燃料プール冷却浄化系配管の手動弁を閉止することにより、事象発生から150分後に漏えい箇所を隔離し、サイフォン現象による漏えいを停止する。一方、使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による水の注水準備を行うが補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</p> <p>使用済燃料プールへ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は回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、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7.3.2-4図に示すとおり、通常水位から約1.2m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。</p> <p>使用済燃料プール水温については約7時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、第7.3.2-5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1.2m下の水位となった場合の線量率は約<math>1.0 \times 10^{-1}</math> mSv/h以下であり、必要な遮蔽の目</p>	<p>(a) 可搬型代替注水中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、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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作の終了後から開始するものとし、可搬型代替注水中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の時間を考慮して、事象発生8時間後から注水を開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果          想定事故2における使用済燃料プール水位の時間変化を第4.2-4図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第4.2-5図に示す。</p> <p>a. 事象進展          燃料プール冷却浄化系配管の破断により、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端まで瞬時に低下する。スキマ堰を越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プール水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。使用済燃料プール水位が通常水位から約0.23m下まで低下していること等を確認し、使用済燃料プールからの漏えいが発生したこと及びサイフォンブレイク用配管によりサイフォン現象による漏えいが停止したことを確認する。使用済燃料プールの注水機能喪失を確認し、補給水系による使用済燃料プールへの注水操作を行うが、補給水系が使用不可能な場合、可搬型代替注水中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を行う。</p> <p>使用済燃料プールへの注水が開始されるまで、使用済燃料プール水温は約7.0℃/hで上昇し、事象発生から約5.0時間後に100℃に達する。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時間後に可搬型代替注水中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開始することにより、使用済燃料プール水位は回復する。</p> <p>その後は、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しつつ、使用済燃料プールの冷却機能の回復に努める。</p> <p>b. 評価項目等          使用済燃料プール水位の時間変化は第4.2-4図に示すとおり、通常水位から約0.62m下まで低下するにとどまり、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温は事象発生後約5.0時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、第4.2-5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0.62m下の水位になった場合の線量率は、約3.1mSv/hであり、必要な遮蔽の</p>	<p>・東海第二は、静的サイフォンブレイカの効果に期待する</p> <p>・東海第二は、静的サイフォンブレイカの効果に期待するため、隔離操作を実施しなくても漏えいは停止する</p> <p>・東海第二は、保守的にSFP水位が瞬時に低下すると想定している</p> <p>・東海第二は、静的サイフォンブレイカの効果に期待するため、隔離操作を実施しなくても漏えいは停止する</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>安と考える 10mSv/h※2 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る。なお、線量率の評価点は原子炉建屋オペレーティングフロア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、本事象においても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、「6.2.3.2 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>7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>想定事故2では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下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、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離とする。</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7.3.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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の上昇及び水位の低</p>	<p>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る。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟6階における制御棒貯蔵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集合体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中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回復に努める。回復後は補給水系によりスキマサージタンクへの注水を実施し、漏えい箇所を隔離した状態で残留熱除去系等により冷却を実施することで安定状態を維持できる。</p> <p>以上により、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>(添付資料 4.1.2, 4.2.4)</p> <p>4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲としては、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>想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断により使用済燃料プールの保有水の小規模な喪失が発生し、サイフォンブレーク用配管により使用済燃料プール水のサイフォン現象による漏えいは防止され、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）まで使用済燃料プールの水位が低下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、可搬型代替注水中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4.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、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>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約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と同等以下となる。崩壊熱約9.1MWの場</p>	<p>・東海第二は、静的サイフォンブレーカの効果に期待するため、隔離操作を実施しなくても漏えいは停止する</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故2)

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>下は緩和されるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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り、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は使用済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、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。</p> <p>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>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離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、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであ</p>	<p>合は、評価条件と最確条件は同等であることから運転員操作時間に与える影響はない。また、崩壊熱約9.1MW未満の場合は、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、使用済燃料プールの水位低下に伴う異常の認知を起点とし、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機能喪失の確認後に実施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のが考えられ、その場合には、更に時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済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、使用済燃料プールの水位低下に伴う異常の認知を起点とし、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機能喪失の確認後に実施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位は、評価条件の通常水位に対して最確条件で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、通常水位よりも低くなることも考えられ、その場合には、時間余裕が短くなるが、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、使用済燃料プールの水位低下に伴う異常の認知を起点とし、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機能喪失の確認後に実施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、最大で約0.70m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 (線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位) 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原子炉棟6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、可搬型代替注水中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。</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、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、使用済燃料プールの水位低下に伴う異常の認知を起点とし、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機能喪失の確認後に実施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>(添付資料 4.1.7, 4.1.8)</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>ることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は、損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり、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、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は漏えい量に応じた対応をとるものではなく、注水操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は水位低下に伴う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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール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。</p> <p>また、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使用済燃料プール水位の低下開始時間より早く使用済燃料プール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の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。</p> <p>さらに、使用済燃料プール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使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、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 16 時間以上（10mSv/h※2 の場合、6 号及び 7 号炉は約 16 時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から 3 日以上（6 号及び 7 号炉は約 3.1 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による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>(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約 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と同等以下となる。崩壊熱約 9.1MW の場合は、評価条件と最確条件は同等であることからパラメータに与える影響はない。また、崩壊熱約 9.1MW 未満の場合は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℃～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（線量率が 10mSv/h となる通常水位から約 0.86m 下の水位）に到達するまでの時間は事象発生から約 4 時間後となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟 6 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、可搬型代替注水中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。また、燃料有効長頂部まで水位が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中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。</p>	<p>・東海第二は、保守的に SFP 水位が瞬時に低下すると想定している。このため、配管破断の規模を詳細に設定していない</p> <p>・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、建屋外の操作が可能であり、現場操作の遮蔽は維持される</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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、使用済燃料プール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（通常水位から約0.3m下）<sup>※</sup>と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約20時間（10mSv/h※2の場合、6号及び7号炉は約20時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から約3日以上（6号及び7号炉は約3.3日）あり、事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止、原子炉建屋オペレーティングフロア以外での漏えいの隔離操作及び屋外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操作が実施可能であることから、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水位が原子炉建屋オペレーティングフロア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1.1日後（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール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号炉は約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による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール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。</p> <p>配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は、損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり、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。配管の全周破断及び逆止弁の全開固着が発生して漏えいが継続する場合、使用済燃料プールの水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間は約2時間の時間余裕となり、漏えい箇所の隔離までの150分より短くなる。ただし、サイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく、漏えい量が少なくなることから評価項</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で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、通常水位よりも低くなることも考えられるが、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、漏えいによる水位低下は、サイフォンブレイク用配管により燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）で停止することから、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、最大で約0.70m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（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）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原子炉棟6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、可搬型代替注水中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。また、燃料有効長頂部まで水位が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中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。なお、本スロッシングの評価には余震の影響を考慮していないが、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>破断箇所・状態及びサイフォン現象による水位低下量の想定は、評価条件では残留熱除去系に比べて耐震性が低い燃料プール冷却浄化系配管が破断し、燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を想定しているが、最確条件では事故毎に異なる。ただし、サイフォンブレイク用配管により燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）で漏えいが停止することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料4.2.5）</p>	<p>・東海第二は、静的サイフォンブレイクの効果に期待する</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>目となるパラメータに与える影響は小さい。</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、操作の不確かさを「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>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、評価上の操作完了時間として、事象発生から150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、評価上の燃料プール水位低警報の確認後の注水機能喪失確認までに余裕を含め1時間を考慮し、その後使用済燃料プール水位の低下要因調査及び漏えいの隔離操作を実施する設定としているが、実態の操作開始時間、燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり、注水機能喪失確認と同時に実施できるため、評価上の操作完了時間に対し、実態の操作完了時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は、評価条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作完了時間は早まる可能性があるが、他の操作との重複はないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系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、当該操作は他の操作との重複はなく、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り、その準備操作にかかる時間は360分を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から12時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作及び燃料プール代替注水系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、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、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余裕は、漏えい箇所の隔</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>操作条件の可搬型代替注水中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、本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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作（ホース敷設、可搬型スプレインノズル設置）の終了後から開始するものであり、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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールの準備操作の所要時間、及び可搬型代替注水中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の所要時間を考慮すると、実際には使用済燃料プールへの注水開始時間は早くなることが考えられるため、使用済燃料プール水位の回復は早くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の可搬型代替注水中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</p>	<p>・東海第二は、静的サイフォンブレーカの効果に期待するため、隔離操作を実施しなくても漏えいは停止する</p> <p>・東海第二は、静的サイフォンブレーカの効果に期待するため、隔離操作を実施しなくても漏えいは停止する</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>離操作に対して約7時間（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号及び7号炉は約7時間）、注水操作に対して約23時間（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号及び7号炉は約23時間）と操作に対して十分な時間余裕があることから、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>(2) 操作時間余裕の把握          操作開始時間の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。          操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、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は約7時間（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号及び7号炉は約7時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約23時間（6号炉では約23時間、7号炉では約24時間）であり、事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから、時間余裕がある。          操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、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約23時間（10mSv/h<sup>※2</sup>の場合、6号及び7号炉は約23時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が3日以上（6号及び7号炉は約3.4日）であり、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時間後と設定していることから、時間余裕がある。</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、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価          (1) 必要な要員の評価          想定事故2において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり22名である。「7.5.2 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、緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉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2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を</p>	<p>対する余裕は大きくなる。          (添付資料 4.2.4)</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中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（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.86m下の水位）に到達するまでの時間が事象発生から9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、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。          (添付資料 4.2.4)</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。この結果、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>4.2.4 必要な要員及び資源の評価          (1) 必要な要員の評価          想定事故2の重大事故等対策における必要な災害対策要員（初動）は、「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり17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」で説明している災害対策要員（初動）の37名で対処可能である。また、必要な参集要員は、「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり2名であり、参集要員72名に含まれることから対処可能である。</p>	<p>・ 東海第二は、静的サイフォンブレイカの効果に期待するため、隔離操作を実施しなくても漏えいは停止する</p> <p>・ 要員の数、呼称の違い</p> <p>・ 運転中における原子炉の重大事故等との重畳時の要員については、各シーケンスの中で評価してい</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>想定した場合、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℃に到達するまで最低でも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2において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(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          燃料プール代替注水系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、号炉あたり約3,300m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約6,600m<sup>3</sup>の水が必要である。          水源として、淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水量を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</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753kLの軽油が必要となる。          燃料プール代替注水系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（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。          5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・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13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,549kL）。          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による使用済燃料プールへの注水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備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          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</p>	<p>(2) 必要な資源の評価          想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は「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          可搬型代替注水中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注水操作については、7日間の対応を考慮すると、合計約2,120m<sup>3</sup>の水が必要となる。          水源として、西側淡水貯水設備に4,300m<sup>3</sup>の水を保有していることから、水源が枯渇することはないと、7日間の対応が可能である。          （添付資料4.2.6）</p> <p>b. 燃 料          外部電源喪失を想定した場合、事象発生直後から7日間の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）の運転を想定すると、非常用ディーゼル発電機については約484.0kL、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機については約130.3kL、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）については約141.2kL、合計で約755.5kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）による7日間の電源供給の継続が可能である。          可搬型代替注水中型ポンプ（2台）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7日間の可搬型代替注水中型ポンプ（2台）の運転を想定すると、約12.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約210kLの軽油を保有していることから、可搬型代替注水中型ポンプ（2台）による代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した7日間の使用済燃料プールへの注水の継続が可能である。          緊急時対策所用発電機による電源供給について、事象発生直後から7日間の緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kLの軽油を保有していることから、緊急時対策所用発電機による7日間の電源供給の継続が可能である。          （添付資料4.2.7）</p> <p>c. 電 源          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</p>	<p>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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（想定事故2）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>行うものとする。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、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・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>7.3.2.5 結論</p> <p>想定事故2では、使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プールへの水の注水にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで、やがて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2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>想定事故2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。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。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。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。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2に対して有効である。</p>	<p>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、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>常設代替交流電源設備からの電源供給を考慮する負荷については約394kWであるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置2台）の連続定格容量は2,208kWであることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機については、必要負荷に対しての電源供給が可能である。（添付資料4.2.8）</p> <p>4.2.5 結論</p> <p>想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断により漏えいが発生した際に真空破壊弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プールへの水の補給にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで、やがて燃料集合体が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、サイフォンブレイク用配管による漏えい防止手段及び可搬型代替注水中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>想定事故2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、可搬型代替注水中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集合体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、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、サイフォンブレイク用配管による漏えいの防止及び可搬型代替注水中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2に対して有効である。</p>	<p>・ 東海第二は、静的サイフォンブレイクの効果に期待する</p> <p>・ 東海第二は、静的サイフォンブレイクの効果に期待する</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第7.3.2-1表 「想定事故2」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計表設備
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールの冷却系を冷却している系統が機能喪失すると同時に、使用済燃料プールの冷却系によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系系統流量】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール漏えい箇所	使用済燃料プール又はスキマキャッチタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の自動弁を閉止することを確認する。	-	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系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の水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を回復し、蒸気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維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ(4-2線) タンクローリー (4R)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備を用いた燃料プール代替注水系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の水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を回復し、蒸気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維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ(4-2線) タンクローリー (4R)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 低レンジ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)

別紙 7-3-3

10-7-3-14

第4.2-1表 想定事故2における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計表設備
使用済燃料プール水位低下の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール冷却浄化系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下する。使用済燃料プールの水位が低下したことを使用済燃料プール水位低警報の発信等により確認する。</li> <li>喪失した使用済燃料プールの保有水を補給するため、残留熱除去系及び補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</li> <li>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が困難な場合、使用済燃料プール注水機能喪失であることを確認する。</li> <li>使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。</li> </ul>	-	-	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (補給水系、残留熱除去系)	<ul style="list-style-type: none"> <li>喪失した使用済燃料プールの保有水を補給するため、残留熱除去系及び補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</li> <li>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が困難な場合、使用済燃料プール注水機能喪失であることを確認する。</li> <li>使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。</li> </ul>	-	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 残留熱除去系系統流量*
使用済燃料プール水位、温度監視	使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位、温度を監視する。	-	-	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール注水機能の回復操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール注水機能 (補給水系、残留熱除去系)の回復操作は要員にて実施する。</li> <li>常設低圧代替注水系ポンプによる代替注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後、蒸気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より高く維持する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	-	使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用M/C電圧

4.2-28

\* 既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 : 有効性評価上考慮しない操作

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第4.2-1表 想定事故2における重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
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 (可搬型スプレインノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ実施のための準備操作として、可搬型スプレインノズル等を設置する。	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 (可搬型スプレインノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ実施のための準備操作として、可搬型スプレインノズル等を設置する。	—	—
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライイン) への注水操作は、注水機能喪失による異常の認知を起点として開始する。	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライイン) への注水操作は、注水機能喪失による異常の認知を起点として開始する。	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備	緊急用M/C電圧 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライイン) を使用した使用済燃料プール注水系 (注水ライイン) 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。	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライイン) を使用した使用済燃料プール注水系 (注水ライイン) 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。	可搬型代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備	緊急用M/C電圧 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
タンクローリによる燃料給油操作	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中型ポンプに燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	—

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 : 有効性評価上考慮しない操作



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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第7.3.2-2表 主要評価条件 (想定事故2) (1/2)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約2,093m <sup>3</sup> ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定
	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値
	燃料の崩壊熱	約11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料：50 GWd/t ・炉心燃料：33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後10日※2) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出

※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とほぼ同値であるため、評価は7号炉の値を使用する。  
 ※2 柏崎刈羽原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約3日及び全燃料取り出しの最短時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第4.2-2表 主要評価条件 (想定事故2)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約1,189m <sup>3</sup>	使用済燃料プールの保有水量を厳しく見積もるため、プールゲート閉鎖時の水量を設定
	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位 (燃料有効長頂部から約7.26m上) を設定
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	通常運転中の最大値として、保安規定の運転上の制限値を設定
事故条件	燃料の崩壊熱	約9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t	原子炉の停止後最短時間 (原子炉停止後9日) ※1 で取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大数貯蔵されていることを想定し、崩壊熱はORIGEN2を用いて算出
	漏えいによる使用済燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約0.23m下まで低下	使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定するとともに、破断を想定している燃料プール冷却浄化系配管に設置されている2個の真空破壊弁については、閉固着を仮定する。
	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喪失	サイフォン現象により、サイフォン現象による流出が停止されるため、サイフォンブレイク用配管には燃料プール水位は燃料プール下部 (通常水位から約0.23m下) までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。
	外部電源	外部電源なし	使用済燃料プール冷却機能喪失として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系及び補給水系の機能喪失を設定
	可搬型代替注水中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量	50m <sup>3</sup> /h	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
可搬型代替注水中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量	事象発生から8時間後	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燃料損傷防止が可能な流量として設定	

※1 東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後から全燃料取出完了までの最短期間である約9日を考慮して原子炉停止後9日を設定。原子炉停止後9日とは発電機解列以前からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

別紙 7-3-4

第7.3.2-2表 主要評価条件 (想定事故2) (2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	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喪失	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、復水補給水系等の機能喪失を設定
	配管損傷の想定	残留熱除去系の配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷	低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづらいつと考えると貫通クラックによる損傷を想定
	サイフォン現象による漏えい量	約 70m <sup>3</sup> /h	想定される異物の弁への噛み込みにより逆止弁が固着し、その機能が十分に働かない状態を想定。なお、サイフォン現象による漏えいを停止させる配管の孔 (サイフォンブレイク) によるサイフォンブレイクには期待しない
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関連する条件	燃料プール代替注水系	45m <sup>3</sup> /h (4台) ※1 で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
	使用済燃料プール漏えい隔離	事象発生から 150 分後	認知、現場調査、漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定 (水位低下認知及び注水機能及び炉壁熱除去機能喪失確認に余裕を踏まえ 1 時間、水位低下要因調査及び現場隔離操作箇所への移動に 1 時間、隔離操作実施に 30 分の合計 150 分)
	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定

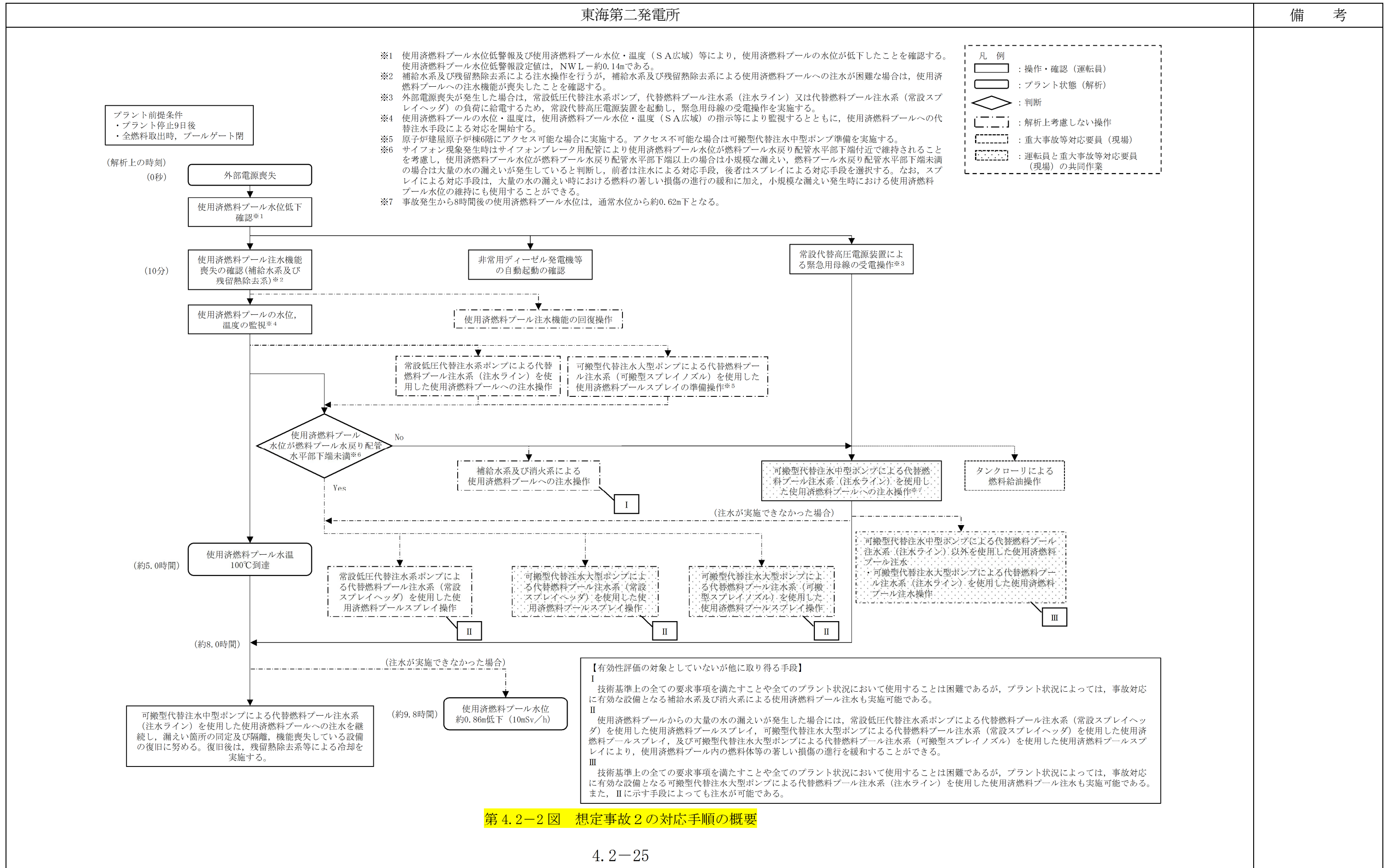
※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量は、ともに 45m<sup>3</sup>/h以上 (4台) である。

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>10-7-3-50</p>	<p>4.2-24</p>	<p>備 考</p>
<p>第 7.3.2-1 図 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図              (使用済燃料プールへの注水)</p>	<p>第 4.2-1-1 図 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)



第4.2-2図 想定事故2の対応手順の概要

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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽発電所6/7号機

備考

別紙7-3-8

想定事故2																														
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)													備考									
	責任者		当班長		中水監視			経過時間 (時間)																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		30	60	90	120	150	3	4	5	6	7	8	9	10		11	12	13						
状況判断	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・使用済燃料プール冷却停止確認 (燃料プール冷却時化凍防止、機器冷却水ポンプ) ・非常用ディーゼル発電機自動起動確認 ・スキママージンタンク水位低下確認 ・使用済燃料プール水位低下確認																							
使用済燃料プール注水系統目作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール注水 機能回復 (復水補給水系)																					対応可能な要員により対応する		
使用済燃料プール水位低下要因調査	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・警報確認による要因調査																							
使用済燃料プール漏えい調査の開始	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・放射線防護準備 ・現場移動 ・現場確認																							
使用済燃料プール漏えい調査の完了	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・電動弁の開閉 ・原子炉建屋原子炉区域2階 作業での準備																							
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による排水貯水池から使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイヘッド使用)	-	-	-	-	-	6人	・放射線防護準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2機) 移動、ホース敷設 (排水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2機)、可搬型代替注水ポンプ (A-2機) から機室C)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水																						適宜実施	
可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による排水貯水池から使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイヘッド使用) (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水準備 (機室内ホース敷設、可搬型スプレイヘッド設置) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水準備 (機室内ホース接続) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2機) 移動、ホース敷設 (排水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2機)、可搬型代替注水ポンプ (A-2機) から機室内ホース)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水																							可搬型代替注水ポンプ (A-2機) を用いた使用済燃料プール注水準備 (機室内ホース敷設、可搬型スプレイヘッド設置) 使用不可の場合要員を確保して対応する
給油準備	-	-	-	-	-	2人	・放射線防護準備 ・経過タンクからタンクローリ (44L) への補給																						タンクローリ (44L) 容量に応じて適宜経過タンクから補給	
給油作業	-	-	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2機) への給油																						適宜実施	
必要人員数 合計	1人 A	1人 a	2人 C, D	2人 c, d	-	8人																								

原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、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ことから時間余裕が十分長く (運転開始直後を考慮しても使用済燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の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、緊急時対応要員や多量要員により対応可能である。

第7.3.2-3図 「想定事故2」の作業と所要時間

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (想定事故2)

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）  
 黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所					想定事故2											備考		
操作項目	実施箇所・必要要員数				操作の内容	経過時間 (時間)											備考	
	責任者	当直発電長	1人	中央監視 運転操作指揮		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		
	責任者	当直発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	▽事象発生													
	補佐	当直副発電長	1人	運転操作指揮補佐	▽プラント状況判断													
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人	初動での指揮 発電所内外連絡														
	当直運転員 (中央監視)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)														
状況判断	1人 A	-	-	-	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール水位低下の確認 ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (補給水系, 残留熱除去系)	10分												
	【1人】 A	-	-	-	●使用済燃料プール水位, 温度監視	適宜実施												
使用済燃料プール注水機能の回復 操作	-	2人 B, C	-	-	●使用済燃料プール注水機能 (補給水系, 残留熱除去系) の回復操作, 失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない	
常設代替高圧電源装置による緊急 用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分												
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 への注水操作	【1人】 A	-	-	-	●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) の系統構成操作及び使 用済燃料プールへの注水操作	15分												解析上考慮しない
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 (可搬型ス プレイノズル) を使用した使用済 燃料プールの準備操作	-	-	8人 a~h	-	●原子炉建屋への移動	40分												解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟 6階 にアクセス可能な場合に 実施 ※原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業を含む
	-	-	-	-	●ホース敷設操作及び可搬型スプレイノズルの設置*	130分												
	-	-	-	-	●可搬型設備の保管場所への移動	30分												
可搬型代替注水中型ポンプによる 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	-	-	【8人】 a~h	-	●可搬型代替注水中型ポンプの移動, ホース敷設等の操作	170分												
	【1人】 A	-	-	-	●可搬型代替注水中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 プール注水の系統構成操作 (電動弁の開操作)	4分												
	-	-	【2人】 a, b	-	●可搬型代替注水中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	起動後適宜状態監視												
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	-	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作	90分											タンクローリの残量に 応じて適宜軽油タンクから 給油する	
	-	-	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	適宜実施												
漏えい箇所の同定及び隔離操作	【1人】 A	-	-	-	●警報確認による原因調査	適宜実施											解析上考慮しない	
	-	【2人】 B, C	-	-	●現場での系統隔離操作	適宜実施												
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	8人 a~h 及び参集2人	-														

第4.2-3図 想定事故2の作業と所要時間

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p style="text-align: center;">柏崎刈羽原子力発電所6/7号機</p> <p style="text-align: center;">第 7.3.2-4 図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故2)</p> <p style="text-align: center;">第 7.3.2-5 図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故2)</p> <p style="text-align: center;">10-7-3-53</p>	<p style="text-align: center;">東海第二発電所</p> <p style="text-align: center;">第 4.2-4 図 使用済燃料プール水位の変化</p> <p style="text-align: center;">第 4.2-5 図 線量評価点における線量率と水位の関係</p> <p style="text-align: center;">4.2-27</p>	<p style="text-align: center;">備 考</p>