

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※1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が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>以上により、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、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</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>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。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 17 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 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 3 名、通報連絡等を行う災害対策要員 2 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員 10 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 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 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場合がある。 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、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）等である。</p> | <p>・要員の数、呼称の違い</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>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 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※2 を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。 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>(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 対応可能な要員にて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 対応可能な要員にて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（S A 広域）等である。</p> <p>g. 可搬型スプレイノズルの準備 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として、ホース及び可搬型スプレイノズルを設置する。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スプレイは評価上考慮しない。</p> <p>h. 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 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注水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。 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>i. 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 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</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 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</p> | <p>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^{*1}となる通常水位から約0.9m下の水位）より高く維持する。</p> <p>※1：本事故シーケンスグループ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への注水準備操作（可搬スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており、この操作の所要時間は2.1時間（保管場所と子炉建屋原子炉棟6階の移動時間を含む）以内であることから、被ばく量は最大でも21mSvとなる。この被ばく量は、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>なお、必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、東海第二発電所の施設定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率の実績値（約3.5mSv/h）に対しても余裕がある。</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>j. タンクローリによる燃料補給操作 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 (1) 有効性評価の方法 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</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>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 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</p> <p>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。</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エ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>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 19m³/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</p> <p>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) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>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</p> | <p>ール水の水密度によらず実効増倍率が 1.0 を下回ることを評価する。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</p> <p>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。</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>(添付資料 4.1.2)</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エ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 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。</p> <p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 15m³/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</p> <p>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。</p> <p>(b) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>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。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）</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>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 45m³/h※3 にて注水する。</p> <p>※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 45m³/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°C/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100°C 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。</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. 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。</p> <p>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°C 付近で維持される。</p> <p>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. 0×10⁻³mSv/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</p> | <p>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°C/h で上昇し、事象発生から約 5. 1 時間後に 100°C 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（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、使用済燃料プールの冷却機能を回復しつつ、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°C 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</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>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</p> | <p>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>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 4.1.4, 4.1.5)</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のが考えられ、さらに時間余裕が長くなるのが考えられるが、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のが考えられるが、注水操作は、燃料プ</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>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。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。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</p> | <p>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。</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>(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</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</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>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（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>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。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>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>(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>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>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。</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</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件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>(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>(添付資料 4.1.9)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の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 4.1.9)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件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>7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</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</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</p> <p>想定事故 1 の重大事故等対策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 17 名である。「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評</p> | <p>・要員の数、呼称の違い</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>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。</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 3,100m³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 6,200m³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>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℃に到達するまで約 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> <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 2,120m³の水が必要となる。 水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³、北側淡水池に 2,500m³及び高所淡水池に 2,500m³の水を保有している。これにより、水源が枯渇することなく、7 日間の対応が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.10)</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。高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 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、高圧炉心スプレイ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。 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> | |

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>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>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>(添付資料 4.1.11)</p> <p>c. 電 源</p> <p>重大事故等対策時に必要な負荷のうち、非常用ディーゼル発電機等からの電源供給を考慮する負荷については、非常用ディーゼル発電機等の容量内に収まることから、電源供給が可能である。</p> <p>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 250kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 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>(添付資料 4.1.12)</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>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> | |

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 | 手続 | 有効性評価上期待する事故対応設備 | | |
|--------------------------------------|--|--------------------------|-----------------------------------|--|
| | | 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の再発防止 | 使用済燃料プールの冷却機能が低下している状態が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。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を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】 【緊急タンク】 | — | 【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 (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 (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 (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の再発防止 | 使用済燃料プールの注水機能喪失により使用済燃料プールの注水機能が低下することを確認されるため、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 (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 (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 (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の注水 | 燃料プール代替注水系の機能が低下した場合、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水により、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、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。 | 緊急スプレイヘッド 緊急タンク | 可搬型代替注水ポンプ (A-2機) タンクローリー (4機) | 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 (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 (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 (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の注水 (可搬型スプレイ設備) | 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。 | 緊急タンク | 可搬型スプレイヘッド (A-2機) タンクローリー (4機) | 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 (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 (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 (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 | 操作内容 | 重大事故等対応設備 | | |
|-------------------|--|--------------------------|-------|---|
| | | 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 | ・使用済燃料プールの冷却機能が低下している状態が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。燃料プール冷却系及び残留熱除去系 (燃料プール冷却機能) の再起動操作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】 【緊急タンク】 | — | 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) 【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) 【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 | ・使用済燃料プールの注水機能喪失により使用済燃料プールの注水機能が低下することを確認されるため、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注水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】 【緊急タンク】 | — | 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) 【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) 【残留熱除去系系統流量】 |
| 使用済燃料プール冷却機能の回復操作 | ・対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却機能 (燃料プール冷却系及び残留熱除去系) 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 | ・対応可能な要員にて使用済燃料プールの注水機能の回復操作を実施する。 | — | — | — |

【 】：重大事故等対応設備 (設計基準仕様)
 ■：有効性評価上考慮しない操作

4.1-21

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

前ページと同じ

別紙 7-3-1

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応設備 | | |
|--|---|-----------------------------------|--|--|
| | | 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機能喪失している状態が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。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機能が正常に動作しない場合、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】 | — | 【監視カメラ系ポンプ吐出圧力】 【監視カメラ系ポンプ吐出圧力】 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水位・温度 (SA 広域) 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冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの注水速度上昇による蒸発により使用済燃料プールの水位が低下することや蒸発による蒸気による注水速度の低下により使用済燃料プールの注水速度が低下することや、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速度が低下することを確認する。 | — | — | 【監視カメラ系ポンプ吐出圧力】 【監視カメラ系ポンプ吐出圧力】 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水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む |
| 燃料プールの代替注水系による使用済燃料プールの注水 | 燃料プールの代替注水系の運用が完了したところで、燃料プールの代替注水系による使用済燃料プールの注水により、使用済燃料プールの水位が回復する。その後、使用済燃料プールの注水速度が低下することを確認する。 | 可搬型代替注水ポンプ (A-2組) タンクローリー (BL) | 可搬型代替注水ポンプ (A-2組) タンクローリー (BL) | 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水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む |
| 燃料プールの代替注水系による使用済燃料プールの注水 (可搬型スプレイン設備) | 可搬型スプレイン設備が使用できない場合、可搬型スプレインヘッドを用いた燃料プールの代替注水による使用済燃料プールの注水により使用済燃料プールの水位が回復する。その後、使用済燃料プールの注水速度が低下することを確認する。 | 可搬型スプレインヘッド 軽油タンク | 可搬型スプレインヘッド 可搬型代替注水ポンプ (A-2組) タンクローリー (BL) | 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水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む |

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 (2/2)

| 操作及び確認 | 操作内容 | 重大事故等対策設備 | | |
|---|--|--------------------------------------|--------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 常設低圧代替注水系ポンプによる代替注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水 | ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替注水 (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、使用済燃料プール水位を回復する。 ・その後、蒸発量に応じた注水量を確保することにより、使用済燃料プール水位を必要と必要な蒸発量を確保できる水位より高く維持する。 | 常設低圧代替注水系ポンプ 代替注水貯槽 常設代替注水電源装置 | — | 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) 代替注水貯槽水位 |
| 可搬型スプレインノズル準備 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールの注水 (可搬型スプレインノズル) を使用して、ホース及び可搬型スプレインノズルを設置する。 | — | 可搬型スプレインノズル | — |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水準備 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水 (注水ライン) の常設配管に設置されている電動弁の開操作を実施する。 ・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注水電源装置を起動し緊急用電源を受電する。 | 常設代替注水電源装置 代替注水貯槽 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 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) 代替注水貯槽水位 |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水 | ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水 (注水ライン) の準備完了後、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、蒸発量に応じた注水量を確保することにより、使用済燃料プール水位を必要と必要な蒸発量を確保できる水位より高く維持する。 | 常設代替注水電源装置 代替注水貯槽 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 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) 代替注水貯槽水位 |
| タンクローリーによる燃料供給操作 | ・タンクローリー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供給を実施する。 | 可搬型設備用軽油タンク | タンクローリー | — |

4.1-22

：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 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 |
|---|--|-----------------------|---|
| | 使用済燃料プールの保有水量 | 約 1,189m ³ | |
| 使用済燃料プールの初期水位 | 通常水位 | | 通常水位を設定 |
| 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 |
| 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期間 (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体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 | 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失 | | 使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失として、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 |
| 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 |
| 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流量 | 50m ³ /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開始 | 事象発生から 8 時間後 | | 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) の準備期間を考慮し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持する最低水位に到達しない時間として設定 |

※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)

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 |
|---------------|--|--|
| 使用済燃料プール保有水量 | 約 2,093 ^{m³} ※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 |
| 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、解列後の全制御体全挿入から原子炉解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 日とは全制御体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体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、加速燃焼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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機

東海第二発電所

備考

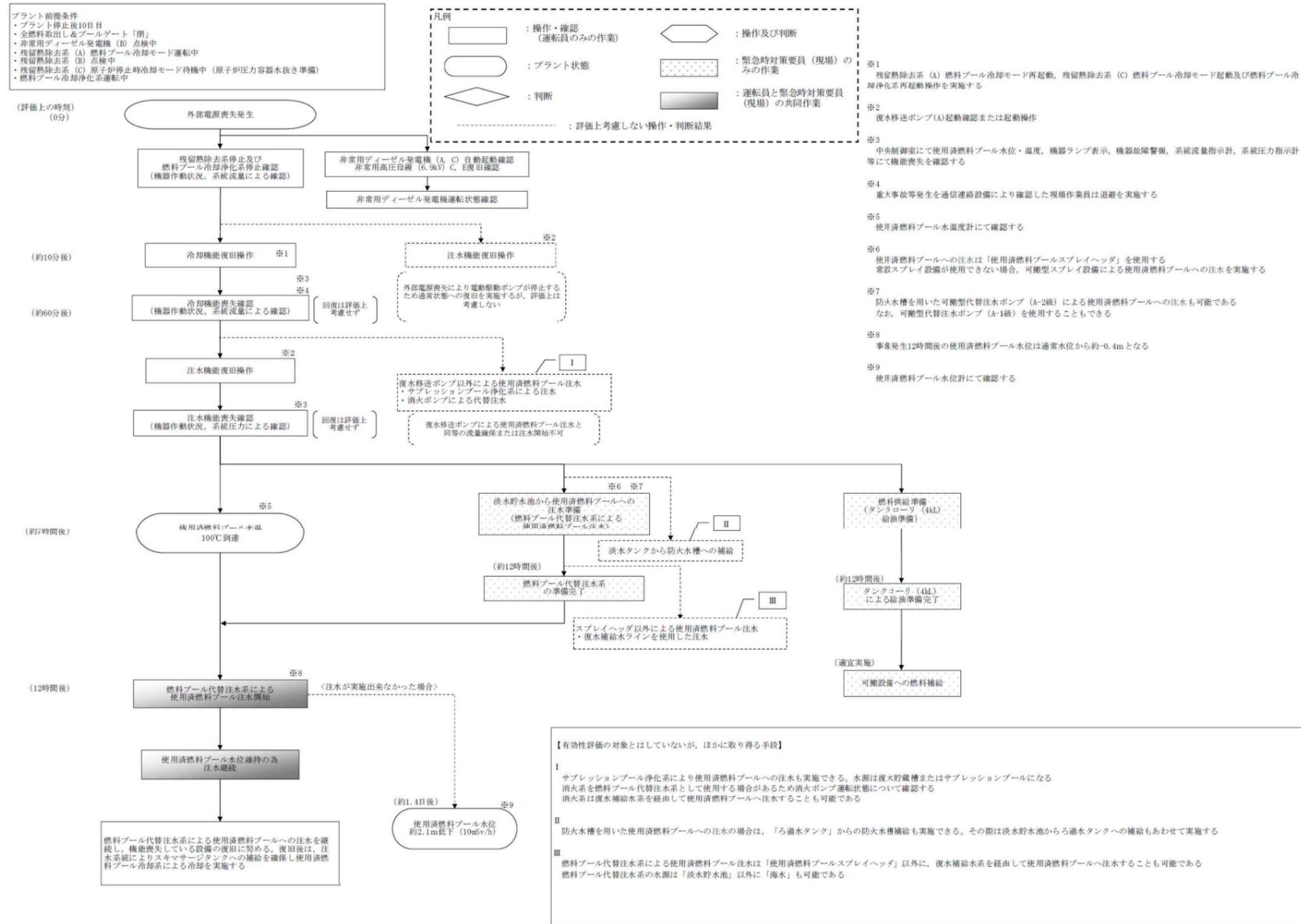
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

| 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 関連する機器対策に 条件 | 燃料プール代替注水系 | 45m ³ /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 | 可搬型設備に固して、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 | |
| <small>※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 45m³/h 以上 (4台) である。</small> | | | | |
| 10-7-3-13 | | | | |

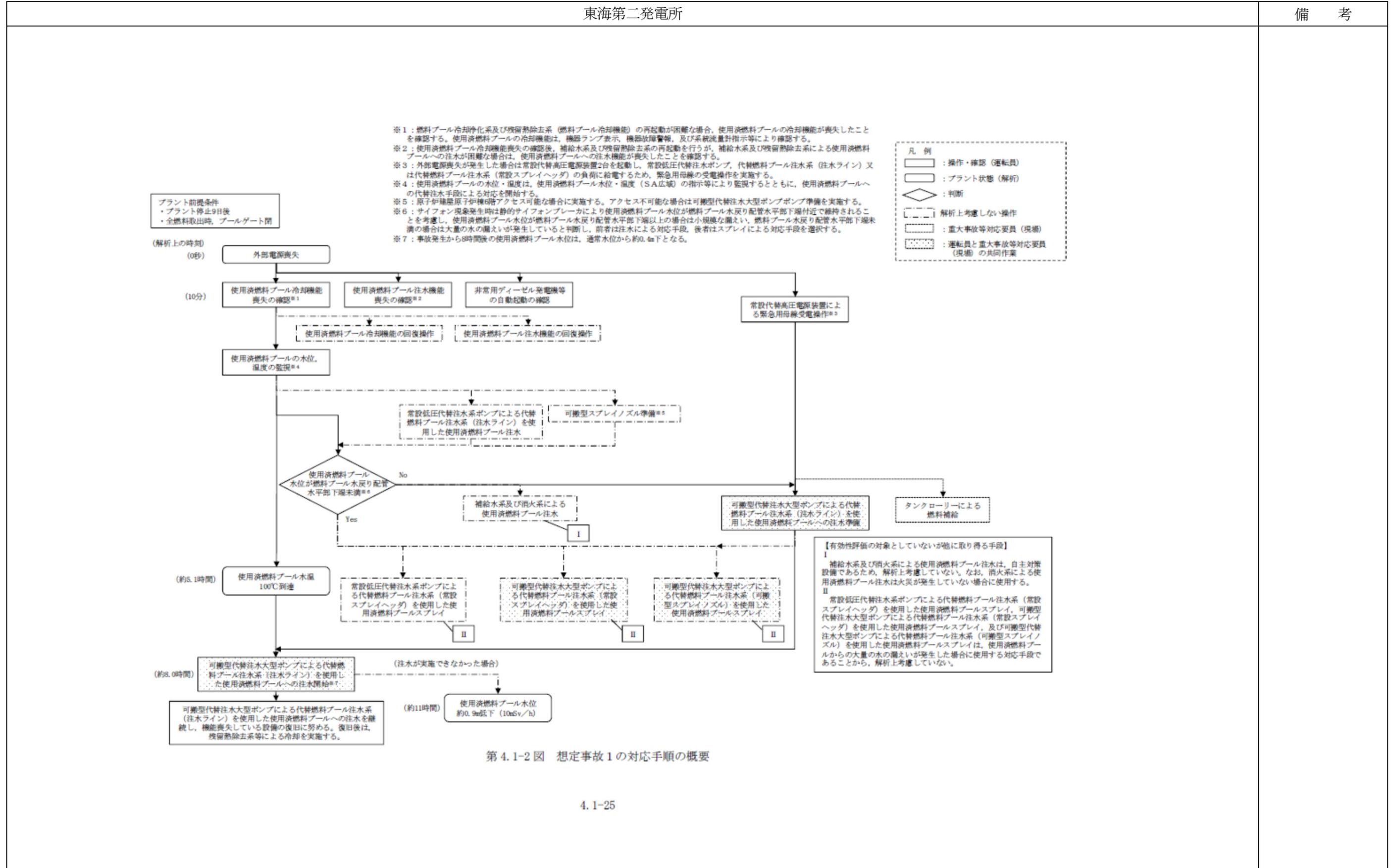
柏崎刈羽発電所6/7号機

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



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 Y-3-6

| 想定事故1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|------------|---------|----|--------------------|----|----|---|-------------------------|----------------|--------------------------------|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|
| 操作項目 | 実施箇所・必要人員数 | | | | | | 操作の内容 | 経過時間 (時間) | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
| | 責任者 | 当直長 | 1人 | 中央監視 緊急時対策本部連絡 | | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | |
| 指揮者 | 6号 | 当直副長 | 1人 | 各号伊運転操作指揮 | | | | ▽ 約7時間 使用済燃料プール水温100℃到達 | | | | | | | | | | | | | | |
| 通報連絡者 | 7号 | 当直副長 | 1人 | 中央制御室連絡 発電所外部連絡 | | | | ▽ プラント状況確認 | | | | | | | | | | | | | | |
| 運転員 (中央制御室) | 6号 | 7号 | 6号 | 7号 | 6号 | 7号 | ▽ 約60分 冷却機能喪失確認 注水機能喪失確認 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 運転員 (現場) | 6号 | 7号 | 6号 | 7号 | 6号 | 7号 | ▽ 12時間 使用済燃料プール注水開始 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 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 (常設スプレッドヘッド使用) | - | - | - | - | 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 (可搬型スプレッドヘッド使用) (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 (建物内ホース敷設、可搬型スプレッドヘッド設置) ・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 (建物内ホース接続) ・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) から建物内ホース)、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 | | | 常設スプレッド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ー (4t) への補給 | 10分 | 140分 | タンクローリー (4t) 残量に応じて適宜軽油タンクから補給 | | | | | | | | | | | | |
| 給油作業 | - | - | - | - | 2人 | | ・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 | | 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、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。 | | | | | | | | | | | | | | | |

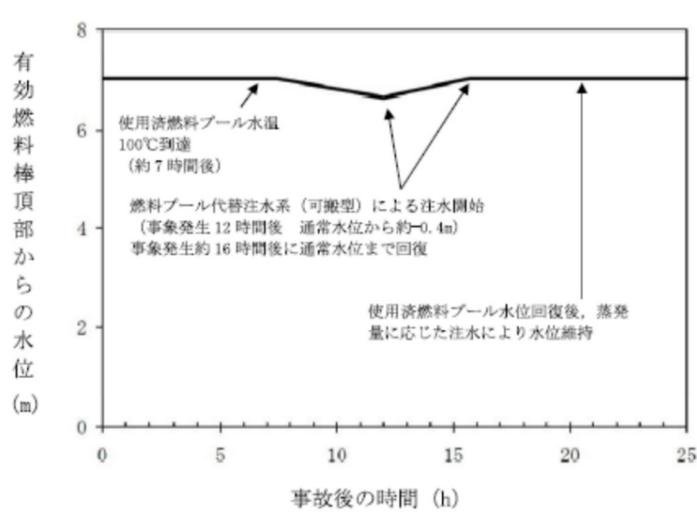
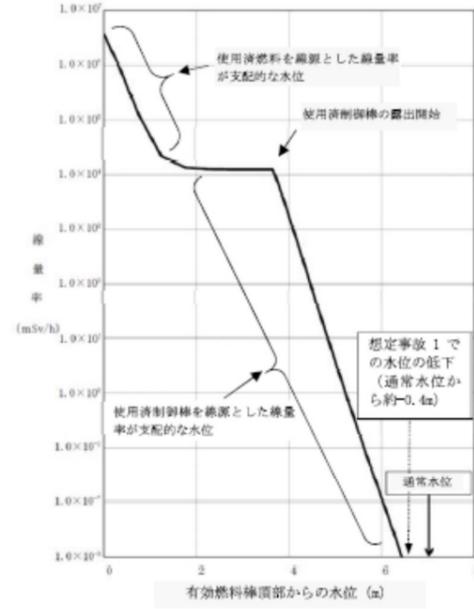
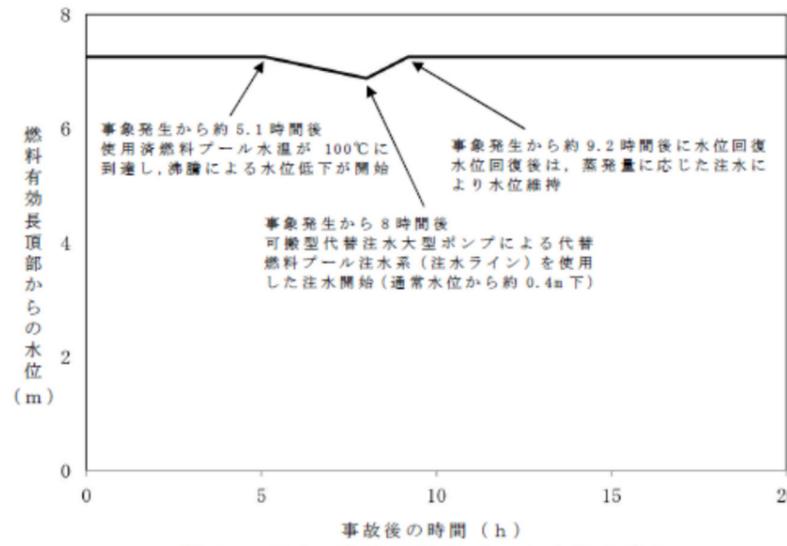
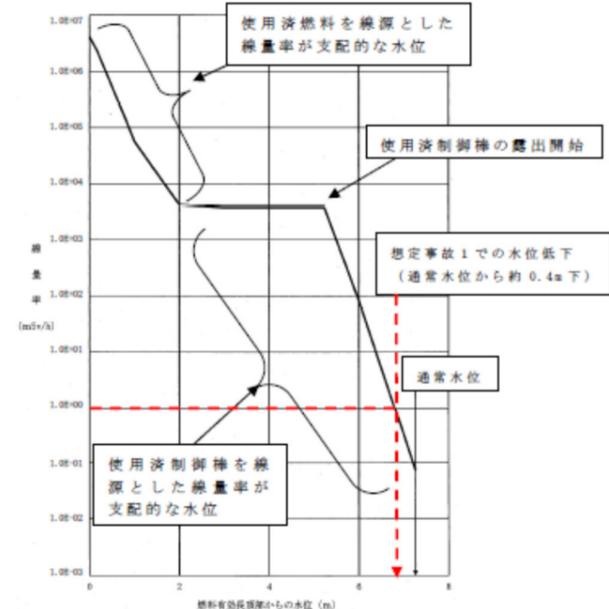
() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 7.3.1-3 図 「想定事故1」の作業と所要時間

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 | | | | | 備考 | |
|--|-----------------|-------------|----------------------|---|-----------|---|
| 想定事故 1 | | | | | | |
| 操作項目 | 実施業務・必要員数 | | | 操作の内容 | 経過時間 (時間) | 備考 |
| | 責任者 | 班長 | 1人 | | | |
| | 補佐 | 副班長 | 1人 | 運転操作係補佐 | | |
| | 連絡連絡者 (中央監視) | 災害対策係員 | 2人 | 災害対策本部連絡 災害対応係員 | | |
| | 運転員 (中央監視) | 運転員 (現場) | | 重大事故等対応係員 (現場) | | |
| 状況判断 | 1A A | - | - | <ul style="list-style-type: none"> ●外部電源喪失の検出 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の検出 ●使用済燃料プール水位異常検出の検出 (燃料プール水位停止系及び降量監視系) ●使用済燃料プール水位異常検出の検出 (降量監視系及び補給水系) | 10分 | |
| | [1A] A | - | - | ●使用済燃料プール水位、異常監視 | | 適宜実施 |
| 使用済燃料プール水位異常の回復操作 | - | 2A B,C | - | ●使用済燃料プール水位異常の回復操作 (燃料プール水位停止系及び降量監視系)、失敗原因調査 | | 適宜実施 |
| 使用済燃料プール水位異常の回復操作 | - | [2A] B,C | - | ●使用済燃料プール水位異常の回復操作 (降量監視系及び補給水系)、失敗原因調査 | | 適宜実施 |
| 常設代替用電源装置による緊急用電源発電操作 | [1A] A | - | - | ●常設代替用電源装置2台起動及び緊急用発電機操作 | 4分 | |
| 常設代替用電源装置による代替燃料プール係水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作 | [1A] A | - | - | ●常設代替用電源装置による代替燃料プール係水 (注水ライン) の系統構成、注水操作 | 15分 | 解析上考慮しない |
| 可搬型スプレインゾル降量 | - | - | 10A A~ | ●原子炉降量への移動 | 40分 | 解析上考慮しない 原子炉降量原子炉降量 6 階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉降量原子炉降量 6 階での作業を含む |
| | | | | ●コース及び可搬型スプレインゾル降量* | 125分 | |
| | | | | ●可搬型代替用電源装置による降量監視への移動 | 30分 | |
| 可搬型代替用電源装置による代替燃料プール係水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作 | - | - | [10A] A~ | ●可搬型代替用電源装置による降量監視、コース移動等 | | アクセスルート復旧時間等含む |
| | [1A] A | - | - | ●可搬型代替用電源装置による代替燃料プール係水の系統構成 (運転中の降量監視) | 4分 | |
| 可搬型代替用電源装置による代替燃料プール係水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水開始 | - | - | [2A] A,B | ●可搬型代替用電源装置による代替燃料プール係水を使用した使用済燃料プールへの注水、水位維持 | | 起動後適宜状態監視 |
| タンクローリによる燃料補給操作 | - | - | 2A (班員) | ●可搬型降量監視タンクからタンクローリへの燃料補給操作 | 90分 | タンクローリの機軸に応じて適宜降量監視タンクから補給 |
| | | | | ●可搬型代替用電源装置への燃料補給 | | 適宜実施 |
| 必要員数 合計 | 1A A | 2A B,C | 10A A~] 及び班員2人 | | | |

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 | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|-----------|
|  <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>使用済燃料プール水温 100℃到達 (約7時間後)</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水開始 (事象発生12時間後 通常水位から約-0.4m) 事象発生約16時間後に通常水位まで回復</p> <p>使用済燃料プール水位回復後、蒸発量に応じた注水により水位維持</p> <p>第7.3.1-4図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)</p>  <p>線量率 (mSv/h)</p> <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済制御棒の露出開始</p> <p>想定事故1での水位の低下 (通常水位から約-0.4m)</p> <p>通常水位</p> <p>使用済制御棒を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>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)</p> |  <p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>事象発生から約5.1時間後 使用済燃料プール水温が100℃に到達し、沸騰による水位低下が開始</p> <p>事象発生から約9.2時間後に水位回復 水位回復後は、蒸発量に応じた注水により水位維持</p> <p>事象発生から8時間後 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) を使用した注水開始 (通常水位から約0.4m下)</p> <p>第4.1-4図 使用済燃料プール水位の変化</p>  <p>線量率 (mSv/h)</p> <p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済制御棒の露出開始</p> <p>想定事故1での水位低下 (通常水位から約0.4m下)</p> <p>通常水位</p> <p>使用済制御棒を線源とした線量率が支配的な水位</p> <p>第4.1-5図 線量評価点における線量率と水位の関係</p> <p>4.1-2</p> | <p>備考</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>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，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，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※1 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>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</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 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，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>以上により，想定事故 2 では，静的サイフォンブレイカによる使用済燃料プール水の漏えいの停止や，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 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，静的サイフォンブレイカ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，いずれの設備でも想定事故 2 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。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，必要な要員は初動対応要員 13 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名である。</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</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>・設備の違い</p> <p>・要員の数，呼称の違い</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>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</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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。</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（SA）等である。</p> <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>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 4.2-3 図に示す。</p> <p>a. 使用済燃料プール水位低下の確認</p> <p>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。</p> <p>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）等である。</p> <p>(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</p> <p>使用済燃料プールの喪失した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。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が喪失したことを確認する。</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。</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）の回復操作は対応可能な要員にて実施する。</p> <p>e. 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</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>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※2 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>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）の準備は注水機能喪失による異常の認知を起点として開始する。なお，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大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>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</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^{*1} となる通常水位から約 0.9m 下の水位）より高く維持する。</p> <p>※1：本事故シーケンスグループ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への注水準備操作（可搬スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており，この操作の所要時間は 2.1 時間（保管場所と子炉建屋原子炉棟 6 階の移動時間を含む）以内であることから，被ばく量は最大でも 21mSv となる。この被ばく量は，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>なお，必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は，東海第二発電所の施設定期検査作業時での原子炉建屋最上階における線量率の実績値（約 3.5mSv/h）に対しても余裕がある。</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>g. 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>4.2.2 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> | |

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、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エ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>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、静的サイフォンブレーカ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冷却浄化系戻り配管下端位置（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。可搬型代替注水大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実効増倍率が 1.0 を下回ることを評価する。</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>(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エ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>・設備の違い</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> <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>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>なお，崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 19m³/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</p> <p>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</p> <p>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※3 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 の長さと同配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックによる損傷を想定する。</p> <p>※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</p> <p>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 70m³/h となる。</p> <p>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</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>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</p> <p>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 45m³/h※4 にて注水する。</p> <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（4 台）である。</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 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。</p> <p>なお，崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 15m³/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</p> <p>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。</p> <p>(b) 配管破断の想定</p> <p>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</p> <p>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，静的サイフォンブレイカにより，燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 4.2.3）</p> <p>(d) 外部電源</p> <p>外部電源はないものとする。</p> <p>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) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）</p> <p>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燃料損傷防止が可能な流量として，50m³/h を設定する。</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イ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>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) 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°C/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100°C 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。 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°C 付近で維持される。</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 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冷却浄化系戻り配管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静的サイフォンブレイカ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準備を行うが、補給水系が使用不可能な場合、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°C/h で上昇し、事象発生から約 5.0 時間後に 100°C 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、使用済燃料プールの冷却系を回復しつつ、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）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 0.6m 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温は事象発生約 5.0 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。 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 0.6m</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、保守的に瞬時に水位が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>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$1.0 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安と考える$10 \text{mSv/h} \times 2$ 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</p> | <p>下の水位になった場合の線量率は、約3.0mSv/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>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、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、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内の水の小規模な喪失が発生し、静的サイフォンブレイカ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、燃料プール冷却浄化系戻り配管下端（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。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4.2-2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な設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の使用済燃料プールの初期水温、初期水位、プールゲートの状態、破断箇所・状態の想定及びサイフォン現象による水位低下量の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</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>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</p> | <p>設定している燃料の崩壊熱より小さくなる傾向となるため，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，水位低下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℃～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，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，水位低下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，それにより時間余裕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，水位低下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。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，水位低下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 style="text-align: right;">（添付資料 4.1.7，4.1.8）</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> <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>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>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>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</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は、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は、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 4 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。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。</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</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>・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>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）※5 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※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（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>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、静的サイフォンブレイカにより燃料プール冷却浄化系配管下端位置（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。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。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、静的サイフォンブレイカにより燃料プール冷却浄化系配管下端位置（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>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，漏えい箇所の隔離操作に対して約7時間（10mSv/h※2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※2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</p> <p>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。</p> <p>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</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>評価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注水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>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 4.2.4）</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>するまでの時間は約 7 時間（10mSv/h※2 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。</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、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※2 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</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 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、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 4.2.4)</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。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>4.2.4 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初動対応要員は「4.2.1(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。</p> <p>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。</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℃に到達するまで約 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 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</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>・要員の数、呼称の違い</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>応を考慮すると，号炉あたり約 3,300m³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 6,600m³の水が必要である。</p> <p>水源として，淡水貯水池に約 18,000m³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</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>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>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 2,120m³必要となる。代替淡水貯槽に約 4,300m³，北側淡水池に 2,500m³及び高所淡水池に 2,500m³の水を保有している。これにより，水源を枯渇させることなく7日間の継続した注水が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 4.2.6）</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，事象発生直後からの運転を想定すると，7日間の運転継続に約 484.0kLの軽油が必要となる。高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給については，事象発生直後からの運転を想定すると，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，高圧炉心スプレイ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 style="text-align: right;">（添付資料 4.2.7）</p> <p>c. 電 源</p> <p>重大事故等対策時に必要な負荷のうち，非常用ディーゼル発電機等からの電源供給を考慮する負荷については，非常用ディーゼル発電機等の容量内に収まることから，電源供給が可能である。</p> <p>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 250kW 必要となるが，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 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 style="text-align: right;">（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，静的サイフォンブレーカによる漏えい防止手段，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大型ポンプによる代</p> | <p style="text-align: center;">備 考</p> <p style="text-align: right;">・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>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>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、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、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、静的サイフォンブレイカによる漏えいの防止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)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

前ページと同じ

別紙 7-3-3

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 | 計装設備 |
| 使用済燃料プール水位低下警報 | 使用済燃料プールの水位低下を注水するため、替燃料プールへ使用済燃料プールの冷却水の循環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れが生じ、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】 | 使用済燃料プール水位・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) |
| 使用済燃料プールの注水機能喪失確認 | 使用済燃料プールの水位低下を注水するため、替燃料プールによる使用済燃料プールへの注水機能を、中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール本体からの漏れが確認された場合、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。 | - | 【四角形計装系ポンプ吐出圧力】 【四角形計装系系統圧力】 【四角形計装系ポンプ吐出圧力】 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 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) |
| 使用済燃料プール漏れ箇所 | 使用済燃料プール又はスキマリーゲータタンク水位低下に伴い発生する警報により漏れを感知し、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れではないことから、サイフォン現象による漏れであることを判断し、使用済燃料プールの冷却水の配管の手動停止を行うことにより漏れを抑制する。 | - | 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 | 燃料プールの代替注水機能が完了したところで、燃料プールの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水を回復し、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。 | 可搬型代替注水タンクローリー (燃料) | 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 (可搬型スプレイ装置) | 可搬型スプレイ装置が使用できない場合、可搬型スプレイ装置を用いた燃料プールの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水を回復し、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。 | 可搬型代替注水タンクローリー (燃料) | 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) |

10-7-3-14

第 4.2-1 表 想定事故 2 における重大事故対策について (2/2)

| 操作及び確認 | 操作内容 | 重大事故等対処設備 | | |
|-----------------------|--|---|--------------|---|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水準備 | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水準備 (注水ライイン) の準備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。なお、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注水大型ポンプ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注水準備 (注水ライイン) の電動弁に給電する。 | 常設代替注水大型ポンプ 電源装置 注水ライイン 代替注水貯槽 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 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) 代替注水貯槽水位 |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水準備 | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水準備 (注水ライイン) の準備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。なお、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注水大型ポンプ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注水準備 (注水ライイン) の電動弁に給電する。 | 常設代替注水大型ポンプ 電源装置 注水ライイン 代替注水貯槽 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 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) 代替注水貯槽水位 |
| タンクローリーによる燃料補給操作 | タンクローリー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。 | 可搬型設備用軽油タンク | タンクローリー | - |

4.2-23

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 ³ ※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 配線の値は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、解列後の全制御機全挿入から原子炉閉鎖までの最長時間である約3日及び全燃料取り出しの最長時間約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日とは全制御機全挿入からの時間を示している。通常停止操作中において原子炉の出力は全制御機全挿入完了及び発電機全挿入完了後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。

10-7-3-44

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 ³ | 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 | 通常水位を設定 |
| | 使用済燃料プールの初期水温 | 65℃ | 保安規定の運転上の制限値を設定 |
| | 使用済燃料プール貯蔵燃料の崩壊熱 | 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 |
| 事故条件 | 漏えいによる使用済燃料プール水位の低下 | 事故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低下する可能性のある漏えい現象として、使用済燃料プールの冷却系の配管破断を想定するとともに、使用済燃料プールに入る配管に設置されている真空破断弁については閉鎖を仮定する |
| | 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 | 使用済燃料プールの冷却系配管破断により、サイフォン現象による流出が防止されるため、使用済燃料プール水位は燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管末端部 (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及び注水機能喪失として、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 |
| | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) の使用済燃料プールへの注水流量 | 50m ³ /h | 燃料の崩壊熱による使用済燃料プール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 |
| 重大事故等発生時の対応 | 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) の使用済燃料プールへの注水開始 | 事故発生から 8 時間後 | 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) の準備期間を考慮し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持する最低水位に到達しない時間として設定 |
| | 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長期間である約 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 日とは全制御機全挿入からの時間を示している。通常停止操作中において原子炉の出力は全制御機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。 | | |

4.2-24

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 7.3.3.2 表 主要評価条件 (想定事故 2) (2/2)

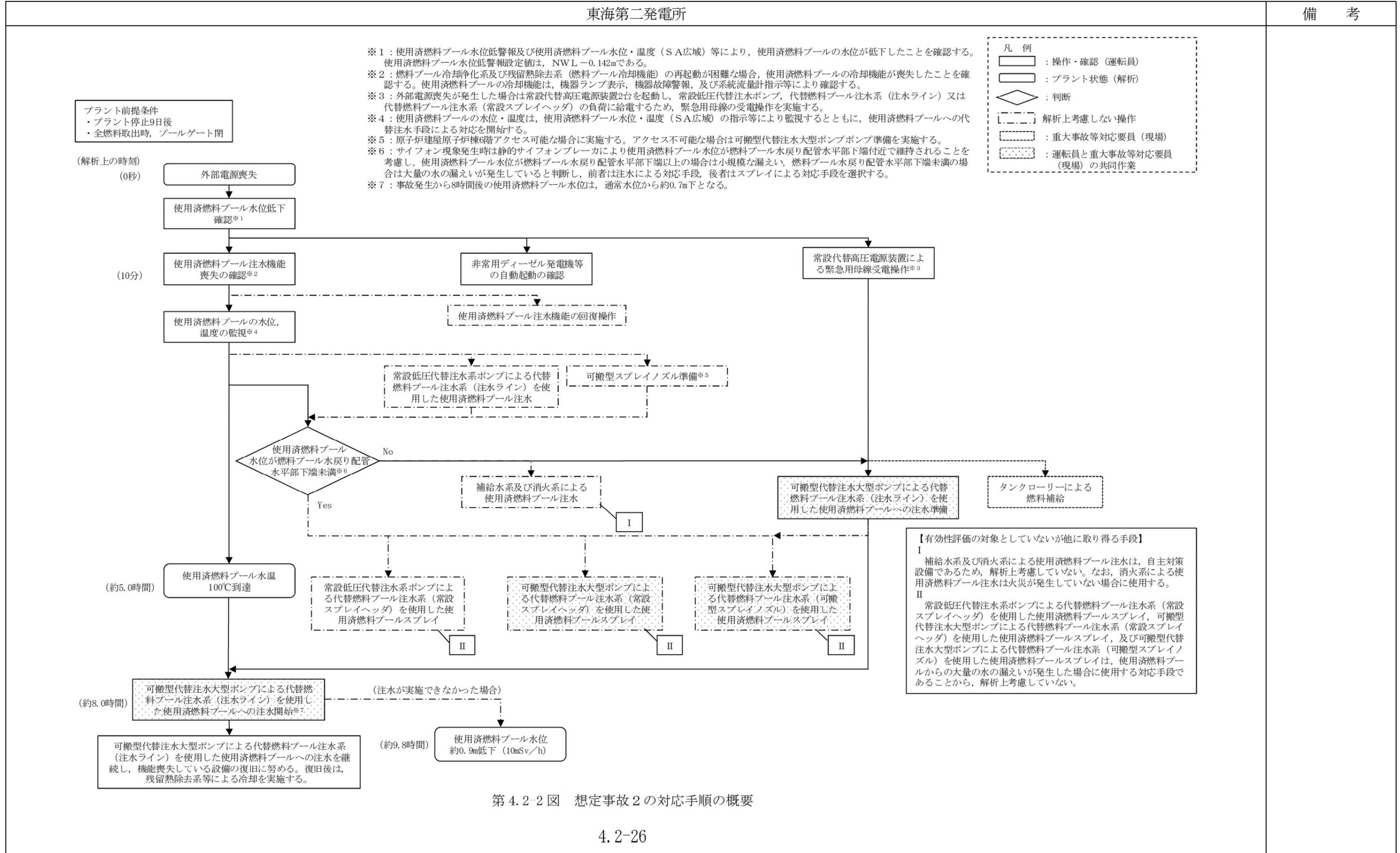
| 項目 | | 主要評価条件 | | 条件設定の考え方 | |
|----------------|---------------------------|---|--|---|----------|
| 事故条件 | 安全機能の喪失に対する仮定 | 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失 | 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失 | 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却用ポンプ系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定 | |
| | 配管損傷の想定 | 残留熱除去系の配管内径の1/2の長ささと配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷 | 約 70m ³ /h | 低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづらいためと考慮し、クラックによる損傷を想定 | |
| 策定に關する事項に關する条件 | サイフォン現象による漏えい量 | 外部電源なし | 約 70m ³ /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孔) によるサイフォンブレイクには期待しない | |
| | 燃料プール代替注水系 | 外部電源なし | 45m ³ /h (4台) ^{※1} で注水 | 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 | |
| 関連する事故対策に關する条件 | 使用済燃料プール漏えい漏塵 | 燃料プール代替注水系 | 45m ³ /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 | |
| | 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 | 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前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) | 別紙 7-3-4 |
| | | | 事象発生から 12 時間後 | 可搬型設備に關して、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 45m³/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 style="text-align: center;">10-7-3-50</p> | <p style="text-align: center;">4.2-25</p> | <p style="text-align: center;">備考</p> |
| <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">第 4.2-1 図 想定事故 2 の重大事故対策の概略系統図</p> | <p style="text-align: center;">備考</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)

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 | | | | 備考 | | | | | | | | | | | | |
|---|---------------|--------------|-----------------------|--|--|------|-----|---|---|---|---|---|---|---|----|--|
| 想定事故 2 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 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 | 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 | |
| 操作項目 | 責任者 | 発電長 | 1人 | 中央監視 運転操作指揮 | 事象発生 プラント状況判断 約 5.0 時間 使用済燃料プール 水温 100℃到達 8 時間 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注水開始 | | | | | | | | | | | |
| | 補佐 | 副発電長 | 1人 | 運転操作指揮補佐 | | | | | | | | | | | | |
| | 通報連絡者 | 災害対策要員 | 2人 | 災害対策本部連絡 発電所外部連絡 | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員 (中央監視) | 運転員 (現場) | 2人 | 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 (残留熱除去系及び補給水系) | 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 | - | ●使用済燃料プール冷却機能及び注水機能の回復操作 (残留熱除去系及び補給水系)、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 用母線受電操作 | 【1人】 A | - | - | ●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電操作 | 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、注水操作 | 15分 | | | | | | | | | | | 解析上考慮しない |
| 可搬型スプレインノズル準備 | - | - | 10人 a~j | ●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 |
| | | | | ●ホース及び可搬型スプレインノズル設置 | | 125分 | | | | | | | | | | |
| | | | | ●可搬型代替注水大型ポンプの保管場所への移動 | | | 30分 | | | | | | | | | |
| 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 | - | - | 【10人】 a~j | ●可搬型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等 | 170分 | | | | | | | | | | | アクセスルート復旧時間 等含む |
| | 【1人】 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の系統構成 (電動弁の開操作) | 4分 | | | | | | | | | | | |
| 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 への注水開始 | - | - | 【2人】 a, 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を使用した使用済燃料プールへの注 水、水位維持 | 起動後適宜状態監視 | | | | | | | | | | | |
| タンクローリによる燃料補給操作 | - | - | 2人 (招集) | ●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給操作 | 90分 | | | | | | | | | | | タンクローリの残量に応 じて適宜軽油貯蔵タンク から補給する |
| | | | | ●可搬型代替注水大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 | 【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 | | | | | | | | | | | |
| 必要人員数 合計 | 1人 A | 2人 B, C | 10人 a~j 及び招集 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>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>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>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>10-7-3-53</p> | <p>燃料有効長頂部からの水位 (m)</p> <p>第 4.2-4 図 使用済燃料プール水位の変化</p> <p>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>4.2-27</p> | <p>備考</p> |