

5.3 原子炉冷却材の流出

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|---|--|
| <p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、⑤「原子炉冷却材流出（RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」、④「原子炉冷却材流出（CUW ブロー時の操作誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」、①「原子炉冷却材流出（CRD 点検（交換）時の作業誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」、②「原子炉冷却材流出（LPRM 点検（交換）時の作業誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び③「原子炉冷却材流出（RIP 点検時の作業誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉冷却材の流出及び燃料の崩壊熱による蒸発に伴い原子炉冷却材が減少し、燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材の漏えいによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価には、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、本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転により最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉除熱を行う。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、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、運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 5.3.1 及び図 5.3.2 に、対応手順の概要を図 5.3.3 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を表 5.3.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 14 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 名である。必要な要員と作業項目について図 5.3.4 に示す。</p> | <p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の LOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」、②「原子炉冷却材の流出（CUW ブロー時の LOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」、③「原子炉冷却材の流出（CRD 点検時の LOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」、④「原子炉冷却材の流出（LPRM 点検時の LOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉冷却材の流出及び燃料の崩壊熱による蒸発に伴い原子炉冷却材の保有水量が減少し、燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材の漏えいによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価としては、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、本事故シーケンスグループでは、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水や、原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転により最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉除熱を行う。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、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、残留熱除去系による原子炉注水手段及び運転員による原子炉冷却材流出の停止を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.3-1 図に、対応手順の概要を第 5.3-2 図に、重要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 5.3-1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、必要な要員は、初動対応要員 7 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 名である。必要な要員と作業項目について第 5.3-3 図に示す。</p> | <p>・東海第二と柏崎の事故シーケンスの並び順が異なっており、比較しやすいように柏崎側を並び替えています</p> <p>・RIP 点検は ABWR 特有の事象</p> <p>・東海第二は原子炉注水後に原子炉冷却材の停止を実施する手順としている</p> <p>・要員の数、呼称の違い</p> |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年3月6日版） | 東二 | 備考 |
|--|--|---|
| <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、14名で対処可能である。</p> <p>※原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなくケースによっては当直副長1名、運転員1名の場合もある</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認</p> <p>運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位計である。</p> <p>c. 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水</p> <p>原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウェル水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水モード）で待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、原子炉注水を実施する。これにより、原子炉ウェル水位は回復する。</p> <p>b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位計である。</p> | <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員を確認した結果、初動対応要員7名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉冷却材流出の確認</p> <p>原子炉水位の低下及びサブプレッション・プールの水位の上昇を、1時間毎の中央制御室の巡視により確認する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域、燃料域）等である。</p> <p>b. 待機中残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水系）で待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、原子炉注水を実施する。これにより、原子炉水位は回復する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）の起動確認に必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>c. 原子炉冷却材漏えい箇所の隔離</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域、燃料域）等である。</p> | |
| <p>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材流出（RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」である※1。</p> <p>残留熱除去系は通常、3系統あるうち1系統又は2系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場合がある。系統切替にあたって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。</p> <p>「残留熱除去系切替時のミニマムフロー弁操作誤り」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POSB 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。</p> | <p>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は認知が容易）や原子炉冷却材の流出の観点から、「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である※1。</p> <p>残留熱除去系は通常、2系統あるうち1系統を用いて崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い運転号機の切替を実施する場合がある。運転号機の切替に当たって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。</p> <p>「RHR切替時のLOCA」は原子炉冷却材流出事象発生時の認知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉水位が通常運転水位であるプラント状態（以下「POS」という。）を想定することにより、時間余裕の観点においても最も厳しい想定となる。なお、原子炉水位が通常運</p> | <p>・東海第二は、原子炉水位を通常運転水位とし、更に、警報や緩和設備の自動起動に期待しない保守的な想定としている</p> |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6/7号 (2017年3月6日版) | 東二 | 備考 |
|---|--|--|
| <p>なお、有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても2時間以上の時間余裕※2があり、かつ、原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動などに期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、有効燃料棒頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉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。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>※1RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤りによる流出量は他の冷却材流出事象と比べて流出量が多い（別紙13 添付資料3.1.2.c-3 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について）</p> <p>※2 流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸込配管の高さまで水位が低下後、蒸発により水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間（停止1日後想定）</p> <p style="text-align: right;">(添付資料5.3.1, 5.3.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を表5.3.2に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉圧力容器の状態</p> <p>原子炉圧力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時においては原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動などに期待できる。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸込配管が有効燃料棒頂部より高い位置にあるため、有効燃料棒頂部が露出する前に流出が停止する。</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温</p> <p>事象発生前の原子炉の初期水位は、ウェル満水の水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出量</p> <p>残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定する。具体的には、最小流量バイパス弁（以下、ミニマムフロー弁とする）の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出を想定し、流出量は約87m³/hとする。</p> | <p>水位の場合は原子炉水位（広帯域、燃料域）による警報や緩和設備の自動起動に期待できることも考えられるが、評価上これらに期待しない場合でも評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても評価項目を満足できる。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉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。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>※1：RHR切替時のLOCAによる流出は他の冷却材流出事象と比べて流出量が多い（付録1 別添 東海第二発電所 確率的リスク評価（PRA）について 添付資料3.1.2.3-13 LOCAにおける時間余裕の評価について）</p> <p style="text-align: right;">(添付資料5.3.1, 5.3.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第5.3-2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉圧力容器の状態</p> <p>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については遮蔽維持水位到達までの時間余裕の観点で厳しくなる未開放時の評価に包絡される。なお、原子炉未開放時においては原子炉水位による警報発生や緩和設備の自動起動等に期待できる場合があるが、本評価ではこれらに期待しないこととする。</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温</p> <p>事象発生前の原子炉の初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初期水温は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の設計温度である52℃とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出流量</p> <p>残留熱除去系の運転号機の切替時の原子炉冷却材流出を想定する。具体的には、待機側の残留熱除去系の系統構成の際、原子炉停止時冷却系流量調整弁の開操作が不十分な状態で残留熱除去系ポンプを起動することにより、残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁がインター</p> | <p>・東海第二は、RHR切替時のLOCAが発生した場合、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する</p> |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|--|-----------------|
| <p>(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発について 本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても，事象発生から安定状態に至る時間に対して，原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が事象発生より 5 時間以上と長いから，崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については，考慮しない。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定し，非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は 954m³/h を設定するものとする。</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。 (a) 残留熱除去系（停止時冷却モード）運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は，原子炉ウェル水位低下確認後，原因調査を開始し，事象発生から 2 時間後に実施するものとする。 なお，本評価事象においては漏えい箇所の隔離が容易であるため，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後に実施するものとしている。ただし，両操作とも水位低下を認知して実施する操作であり，事象によっては原子炉注水操作を残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了前に実施することもある。 (添付資料 5.3.2)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を図 5.3.3 に，原子炉水位の推移を図 5.3.5 に，原子炉水位と線量率の関係を図 5.3.6 に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後，原子炉冷却材が流出することにより，原子炉水位は低下し始めるが，原子炉水位の低下により異常事象を認知し，事象発生から 2 時間経過した時点で，待機中の残留熱除去系ポンプを起動し，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行う。 その後は，原子炉冷却材流出口を隔離することによって流出を止め，また，残留熱除去系（原</p> | <p>ロックにより自動開となり，開固着することによって原子炉冷却材がサブプレッション・チェンバへ流出することを想定し，流出流量は 45m³/h とする。</p> <p>(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発について 本評価事象では原子炉冷却材の流出流量を厳しく評価するため，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は運転状態を想定しており，崩壊熱除去機能は維持されていることから，崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については考慮しない。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できるものと仮定する。 外部電源がない場合は，原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の取水ラインの格納容器隔離弁が閉となり，冷却材流出が停止することから，外部電源がある場合の方が，原子炉冷却材流出の観点で厳しくなる。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は 1,605m³/h を設定するものとする。</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。 (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水，原子炉水位低下確認後，事象発生から 2 時間後に実施するものとする。また，運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）からの漏えい箇所の隔離は，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉水位の回復後に実施する。 (添付資料 5.3.2)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスの事象進展を第 5.3-2 図に，原子炉水位の推移を第 5.3-4 図に，原子炉水位と線量率の関係を第 5.3-5 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後，原子炉冷却材が流出することにより，原子炉水位は低下し始めるが，原子炉水位の低下により異常事象を認知し，事象発生から 2 時間経過した時点で，待機中の残留熱除去系ポンプを起動し，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う。 その後は原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離することによって流出を止め，また，残留熱除去</p> | <p>・設備設計の違い</p> |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|---|-----|
| <p>子炉停止時冷却モード) 運転により崩壊熱除去機能を回復する。 線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としており，有効燃料棒頂部の約 15m 上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり，この水位において放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は，図 5.3.5 に示すとおり，有効燃料棒頂部の約 15m 上まで低下するとどまり，燃料は冠水維持される。</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部の約 15m 上の場合での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり，必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h※と比べて低い値であることから，放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>また，全制御棒全挿入状態が維持されているため，未臨界は確保されている。</p> <p>原子炉水位回復後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉压力容器除熱を行うことで，安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では，「1.2.4.2 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>※必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ，十分余裕のある値であり，かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（約 6mSv/h）を考慮した値（10mSv/h）とする。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約 3m 上（通常水位から約 14m 下）の位置である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.6, 5.3.3)</p> <p>5.3.3 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>本重要事故シーケンスは，事象進展が緩やかであり，運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）により，水位を回復させ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，待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。</p> <p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，表 5.3.2 に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を確認する。また，評価条件の設定に</p> | <p>系（原子炉停止時冷却系）の運転により崩壊熱除去機能を回復する。 原子炉压力容器は未開放であり，必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h*が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m を下回ることがないため，放射線の遮蔽は維持される。</p> <p>※：必要な遮蔽の目安は緊急時の被ばく限度（100mSv）と比べ，十分余裕のある値 10mSv/h とする。この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上（通常運転水位から約 3.6m 下）である。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は，第 5.3-4 図に示すとおり，燃料有効長頂部の約 2.1m 上まで低下するとどまり，燃料は冠水維持される。</p> <p>原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.1m 上の場合の線量率は約 2mSv/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，放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>また，全制御棒全挿入状態が維持されているため，未臨界は確保されている。</p> <p>原子炉水位回復後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転による崩壊熱除去機能を回復することで，安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では，「1.2.4.2 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>※：必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度（100mSv）と比べ，十分余裕のある値であり，かつ施設定期検査作業での原子炉建屋最上階における原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（約 3.5mSv/h）を考慮した値（10mSv/h）とする。この線量率となる水位は，有効燃料長頂部の約 1.7m 上（通常水位から約 3.6m 下）の位置である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.5, 添付資料 5.3.3)</p> <p>5.3.3 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>本重要事故シーケンスは，事象進展が緩やかであり，運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水系）により，水位を回復させ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，待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作とする。</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 5.3-2 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確認する。また，評価条件</p> | |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|---|---|
| <p>当たっては、原則、評価項目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事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態、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>初期条件の原子炉初期水温は評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 37℃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原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水位は評価条件のウェル満水に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は評価条件の閉状態に対して最確条件は開状態であり、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保有水量より多くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態について評価条件の原子炉圧力容器の開放状態に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉圧力容器未開放状態の場合は原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器開放状態の場合は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉初期水温について、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 37℃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原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、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>初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及びウェル満水に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉圧力容器が未開放の場合、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約 1 時間）は十分長く、認知も容易であるため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際にも必要な放射線の遮蔽は維持され、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、停止 1 日後の原子炉水位を通常運転水位と想定した場合でも有効燃料棒頂部まで原子炉</p> | <p>の設定に当たっては、原則、評価項目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事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態、並びに原子炉初期圧力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>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 43℃～51℃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原子炉初期水温より低くなるため、時間余裕が長くなることが考えられるが、原子炉冷却材流出の停止及び注入操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態については、評価条件として設定した通常運転水位かつ原子炉圧力容器が閉鎖状態に対し、最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉ウェル満水期間及び原子炉ウェル満水への移行期間、かつプールゲートが閉状態の場合においては、評価条件よりも原子炉初期水位が高くなるため時間余裕が長くなるが、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、プールゲートが開状態の場合は更に時間余裕が長くなるが、同様の理由により運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 43℃～51℃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原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、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>初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態は、評価条件の通常運転水位及び原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉初期水位が原子炉ウェル満水又は原子炉ウェル満水への移行期間、かつプールゲートが閉状態の場合、評価条件よりも原子炉初期水位が高くなるため、RHR切替時のLOCAにより遮蔽が維持される水位まで原子炉水位が低下するまでの時間は約 18.4 時間となり、評価条件に比べて時間余裕が長くなる。また、プールゲートが開状態の場合は更に時間余裕が長</p> | <p>・東海第二は、原子炉水位を通常運転水位とし、更に、警報や緩和設備の自動起動に期待しない保守的な想定としている</p> |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|---|-----|
| <p>水位が低下するまでの時間は 2 時間以上と長く、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えることから、操作時間が十分あり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において評価条件のプールゲートが閉状態に対して、最確条件は開状態であり、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保有水量より多くなるため、有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間余裕は長くなり、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>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 2 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、实际操作では運転員の残留熱除去系切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ、早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実際の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合がある。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）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 120 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、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 120 分後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実際は、運転員の残留熱除去系切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、その後、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなる場合がある。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉冷却材流出の停止操作および原子炉注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.4)</p> | <p>くなることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は更に大きくなるが、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作は、評価上の操作開始条件として、事象発生から 2 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、原子炉水位の低下を確認した際に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 2 時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実際は運転員の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、その後速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時刻は早くなると考えられる。</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作の開始時間が早くなることに伴い、当操作の開始時間が早くなる場合が考えられる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の開始が早くなる場合は原子炉水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.4)</p> | |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|---|-----|
| <p>(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>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの約 13 時間であり、これに対して、事故を検知して原子炉注水を開始するまでの時間は約 2 時間であることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約 13 時間であり、これに対して、事故を検知して原子炉注水を開始するまでの時間は約 2 時間であることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.4)</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、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に与える十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。</p> <p>5.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要な要員は、「5.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり 14名である。</p> <p>「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の 64名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>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、約 751kL の軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7</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>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでに約 2.3 時間あり、これに対して、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は 2 時間であることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位を回復させた後に実施する操作であるため、十分な時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.4)</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、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に与える十分な時間余裕を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。</p> <p>5.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において重大事故等対策時に必要な要員は、「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 7名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び災害対策要員の 37名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1.2(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>外部電源の喪失は想定していないが、燃料評価上は外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイディーゼル発電機から電源供給することを想定する。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</p> | |

5.3 原子炉冷却材の流出

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

比較表

| 柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版) | 東二 | 備 考 |
|---|---|---------------|
| <p>日間の運転継続に合計約 79kL の軽油が必要となる。(6 号及び 7 号炉合計 約 1,581kL)</p> <p>6 号及び 7 号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6 号及び 7 号炉合計 約 2,040kL) の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.5)</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。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対して電源供給が可能である。</p> <p>5.3.5 結論</p> <p>事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替え操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」に対する炉心損傷防止対策としては、残留熱除去系による原子炉注水手段を整備している。</p> <p>事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シナリオ「残留熱除去系の系統切り替え時に操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事故」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、残留熱除去系による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく有効燃料棒頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、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、残留熱除去系による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シナリオに対して有効であることが確認でき、事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p> | <p>次に約 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と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。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.5)</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シナリオの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等からの電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、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>5.3.5 結論</p> <p>事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」では、残留熱除去系の運転号機の切替時の操作誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」に対する炉心損傷防止対策としては、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段を整備している。</p> <p>事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シナリオ「原子炉冷却材の流出（RHR 切替時の LOCA）+ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」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、残留熱除去系による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、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、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、残留熱除去系による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シナリオに対して有効であることが確認でき、事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p> | <p>・設備の違い</p> |