

5.1 崩壊熱除去機能喪失

比較表

柏崎 6 / 7 号 (2017 年 3 月 6 日版)	東二	備 考
<p>5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>5.1 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>5.1.1 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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において，燃料損傷防止対策の有効性に含まれる事故シーケンスは，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」，②「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン] ※） + 崩壊熱除去・注水系失敗」，③「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失） + 崩壊熱除去・注水系失敗」及び④「外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>※ 原子炉冷却材浄化系等の残留熱除去系以外の崩壊熱除去機能の喪失</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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では，原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により，崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは，崩壊熱除去機能を喪失したこと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，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，崩壊熱除去機能に対する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，運転員が異常を認知して，待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行う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）の運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，原子炉除熱を実施する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」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，待機中の残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）による原子炉注水手段及び除熱手段を整備する。また，原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については「5.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を図 5.1.1 及び図 5.1.2 に，手順の概要を図 5.1.3 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 5.1.1 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</p>	<p>5 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>5.1.1 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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において，燃料損傷防止対策の有効性に含まれる事故シーケンスとしては，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「残留熱除去系の故障 (RHR 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，②「残留熱除去系の故障 (RHR S 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，③「外部電源喪失 + 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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では，原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により，崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは，崩壊熱除去機能を喪失したこと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，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価としては，崩壊熱除去機能を有する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，運転員が異常を認知して，待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う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）の運転による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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」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，待機中の残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉注水手段及び除熱手段を整備する。また，残留熱除去系海水系喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については，「5.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を第 5.1-1 図に，手順の概要を第 5.1-2 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 5.1-1 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>・柏崎は PRA において燃料プールを評価に含めているため崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン] + 崩壊熱除去・注水系失敗）が抽出されている</p> <p>・要員の数，呼称の違い</p>

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>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 5.1.4 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、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、当直副長 1 名、運転員 1 名の場合もある。</p> <p>a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認</p> <p>原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し 100℃に到達する。運転員は原子炉水温の上昇等を確認し、崩壊熱除去機能喪失を確認する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p> <p>崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 個を開操作する。</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。</p> <p>c. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>d. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉水位回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。</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 5.1-3 図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、初動対応要員 7 名で対処可能である。</p> <p>a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止確認</p> <p>中央制御室の巡視により、崩壊熱除去機能が喪失していることを確認する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を判断するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p> <p>崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達して、原子炉圧力が上昇したことを確認し、原子炉を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 弁を開操作する。</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。</p> <p>c. 待機中残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>d. 原子炉保護系母線の受電操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作の完了後、非常用母線を介して原子炉保護系母線を受電する。</p> <p>e. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉冷却</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。</p>	<p>・東海第二は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の格納容器隔離弁を開にするに当たって、原子炉保護系母線の受電が必要</p> <p>・東海第二は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成に現場操作が必要</p>

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p> <p>5.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>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、「崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウエル満水への移行状態」が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の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定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>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。 (添付資料 5.1.1, 5.1.2)</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 5.1.2 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>(d) 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、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。</p> <p>※実操作では低圧注水系の準備が完了した後で減圧を実施することとなり、残留熱除去系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p> <p>(a) 崩壊熱</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 22MW である。</p>	<p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。</p> <p>崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p> <p>f. 使用済燃料プールの冷却操作 対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</p> <p>5.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>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 評価対象事象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「残留熱除去系の故障 (RHR 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて想定する状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A PCV/RPV 開放及び原子炉ウエル満水への移行状態」が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の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定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>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。 (添付資料 5.1.1, 5.1.2)</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 5.1-2 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。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 18.8MW である。</p>	<p>・東海第二は、「(d)原子炉初期圧力」に同様の内容を記載</p>

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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、崩壊熱に相当する冷却材の蒸発量は約 37m³/h である。 (添付資料 5.1.3)</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉初期水温は 52℃とする。</p> <p>(c) 原子炉圧力 原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力は大気圧が維持されているものとする※。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源がない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系による原子炉注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の観点で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) 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 (0.27MPa[dif]において)とする。</p> <p>(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p>	<p>なお、崩壊熱に相当する冷却材の蒸発量は約 27m³/h である。 (添付資料 5.1.3)</p> <p>(c) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、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>(d) 原子炉初期圧力 原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする※。</p> <p>※：実操作では残留熱除去系（低圧注水系）の準備が完了した時点で減圧を実施することとなり、残留熱除去系（低圧注水系）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。このため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な評価となる。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源は事象発生 1 時間後に喪失するものと仮定する。 外部電源喪失が発生すると原子炉保護系電源が喪失し、格納容器隔離信号により格納容器隔離弁が閉となる。この状態ではインターロックにより残留熱除去系ポンプが起動不可となるため、崩壊熱除去機能喪失を認知可能である。このため、事象発生 1 時間後（事象を認知する時刻）までは、事象認知の観点で厳しくなる外部電源がある場合を想定する。事象発生 1 時間以降は、原子炉保護系電源の復旧等、運転員操作に時間を要する外部電源がない場合を想定する。 (添付資料 5.1.6)</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(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 (0.14MPa[dif]において)とする。</p> <p>(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり 43MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p>	<p>・設備設計の違いにより、外部電源喪失が発生するタイミングを変えている。</p> <p>・設備設計の違い</p>

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>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) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し，事象発生から 2 時間後に実施するものとする。</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 5.1.3 に，原子炉水位の推移を図 5.1.5 に，原子炉水位と線量率の関係を図 5.1.6 に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後，残留熱除去系の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し，約 1 時間後に沸騰，蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇により異常を認知し，事象発生から約 2 時間後に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）による注水を行う。 原子炉水位回復から約 90 分後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替，除熱を開始することによって，原子炉水温は低下する。</p> <p>b. 評価項目等 原子炉水位は，図 5.1.5 に示すとおり，有効燃料棒頂部の約 3.3m 上まで低下するに留まり，燃料は冠水維持される。 原子炉圧力容器は未開放であり，図 5.1.6 に示すとおり，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）※である有効燃料棒頂部の約 2.0m を下回ることがないため，放射線の遮蔽は維持される。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。 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）による除熱を継続することで，長期的に安定状態を維持できる。 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。 ※ 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 2.0m 上（通常水位から約 2.4m 下）の位置である。 (添付資料 5.1.4, 5.1.5, 5.1.6)</p> <p>5.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p>	<p>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) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し，事象発生から 2 時間後に実施するものとする。</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 5.1-2 図に，原子炉水位の推移を第 5.1-4 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後，残留熱除去系の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し，約 1.1 時間後に沸騰，蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇による異常を認知し，事象発生から 2 時間後に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）による注水を行う。 原子炉水位回復から 2.3 時間後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への切替，除熱を開始することによって，原子炉水温は低下する。なお，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱開始が遅れた場合であっても，サプレッション・プール水温度が 100℃に到達するのは事象発生から約 20.3 時間後であり，十分な時間余裕がある。</p> <p>b. 評価項目等 原子炉水位は，第 5.1-4 図に示すとおり，燃料有効長頂部の約 4.3m 上まで低下するに留まり，燃料は冠水維持される。 原子炉圧力容器は未開放であり，第 5.1-5 図に示すとおり，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 上まで低下することがないため，放射線の遮蔽は維持される。また，全制御棒挿入状態が維持されるため，未臨界は確保されている。 原子炉水位回復後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱を継続することで，長期的に安定状態を維持できる。 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。 ※：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，有効燃料棒長頂部の約 1.7m 上（通常水位から約 3.6m 下）の位置である。 (添付資料 5.1.4, 5.1.5)</p> <p>5.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p>	<p>・東海第二は全交流動力電源喪失の対して常設設備のみで対応するため，サプレッション・プール水が沸騰し，格納容器圧力が上昇する前に原子炉の除熱が可能である。</p>

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>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、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を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、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 5.1.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位、原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器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 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 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、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 42℃～約 48℃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、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、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位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応ではなく、崩壊熱除去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ため、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。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は原子炉初期圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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>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、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を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、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 5.1-2 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、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉初期水温、原子炉初期水位、原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器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 18.8MW に対して最確条件は 18MW 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、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが、原子炉への注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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、原子炉への注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、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位より高くなるため、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、原子炉への注水操作は原子炉水位に応じた対応ではなく、崩壊熱除去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ため、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。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、原子炉への注水操作は原子炉初期圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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>	

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>初期条件の原子炉压力容器の状態は、評価条件の原子炉压力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉压力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、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。原子炉压力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(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 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 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り、原子炉水温上昇及び原子炉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。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、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 が維持できる水位)である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上の高さに到達するまでの時間は約 2 時間となり、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されているため、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水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 42℃～約 48℃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は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、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ため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、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>初期条件の原子炉压力容器の状態は、評価条件の原子炉压力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉压力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉压力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作</p>	<p>初期条件の原子炉压力容器の状態は、評価条件の原子炉压力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉压力容器未開放状態の場合は評価条件と同様であるため、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。また、原子炉压力容器開放状態とした場合は原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(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 18.8MW に対して最確条件は 18MW 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、原子炉水温上昇及び原子炉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の判断基準に対する余裕が大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕が短くなる。原子炉スクラムによる原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱によって燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕を評価すると、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 が維持できる水位)である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 3.8 時間、燃料有効長頂部までの時間は約 5.3 時間となり、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、注水操作に対して十分な時間が確保されているため、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、原子炉水位が燃料有効長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の判断基準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は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、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位より高くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の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の判断基準に対する余裕が大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器の状態は、評価条件の原子炉压力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして最確条件とした場合、原子炉压力容器未開放状態の場合は評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉压力容器が開放の場合は原子炉減圧操作が不要と</p>	

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 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2時間を設定している。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し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始を設定しているが、実際の注水操作開始時間は早くなる場合が考えられ、原子炉水位の回復が早くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の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、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対する余裕が大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.7)</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は、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約3時間、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が約5時間であり、これに対して、事故を検知して注水を開始するまでの時間は2時間であることから、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.7)</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。</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、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>なるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータ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する。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、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間を設定している。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し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始を設定しているが、実際の注水操作開始時間は早くなる場合が考えられ、原子炉水位の回復が早くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の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、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の判断基準に対する余裕が大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.6)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響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>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作については、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約4.5時間、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は約6.3時間であり、これに対して、事故を検知して注水を開始するまでの時間は2時間であることから、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.6)</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。</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、操作時間には時間余裕がある。</p>	

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>5.1.4 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>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要な要員は、「5.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり14名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、水源、燃料及び電源の資源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価をしている。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、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>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751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計 約1,581kL）6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計 約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.8)</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、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>5.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止</p>	<p>5.1.4 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>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、重大事故等対策時に必要な初動対応要員は、「5.1.3(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>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、水源、燃料及び電源の資源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価をしている。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、水源が枯渇することはないため、7日間の対応が可能である。</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。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 5.1.7)</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>5.1.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」</p>	<p>・設備の違い</p>

5.1 崩壊熱除去機能喪失

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>時冷却機能喪失) 」に対する燃料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及び除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（RHR 機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，残留熱除去系による原子炉注水及び除熱を実施することにより，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，放射線遮蔽の維持及び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，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において，残留熱除去系による原子炉注水及び除熱等の燃料損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。</p>	<p>に対する燃料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及び除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「残留熱除去系の故障（RHR 喪失）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，残留熱除去系による原子炉注水及び除熱を実施することにより，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，放射線遮蔽の維持及び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，運転員及び対策本部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，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において，残留熱除去系による原子炉注水及び除熱等の燃料損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。</p>	