

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定 (1) 対応手段と設備の選定の考え方 (2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 原子炉運転中の対応手段及び設備 (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備 . 低圧代替注水 . 重大事故等対処設備と自主対策設備 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備 . 復旧 . 重大事故等対処設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備 . 低圧代替注水 . 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 原子炉停止中の対応手段及び設備 (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備 . 低圧代替注水 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備 . 復旧 . 重大事故等対処設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定 (1) 対応手段と設備の選定の考え方 (2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備 b. 原子炉運転中の対応手段及び設備 (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備) 低圧代替注水) 重大事故等対処設備と自主対策設備 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備) 復旧) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備) 低圧代替注水) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備 (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備) 低圧代替注水 (b) サポート系故障時の対応手段及び設備) 復旧) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 手順等</p> <p>1.4.2 重大事故等時の手順 1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱</p> <p>1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違（東二は自主設備あり）</p> <p>設備の相違（東二は自主設備あり）</p> <p>記載方針の相違（柏崎は1.4.2.3で記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）</p> <p>(c) 消火系による原子炉注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 (b) 消火系による残存溶融炉心の冷却 (c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水 (2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱</p> <p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水） (c) 代替循環冷却系による原子炉注水 (d) 消火系による原子炉注水 (e) 補給水系による原子炉注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水） (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却 (e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は1.4.2.1で記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>添付資料 1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 添付資料 1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図 添付資料 1.4.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 2. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）</p> <p>3. 残留熱除去系（C）注入配管使用による原子炉注水 4. 高圧炉心注水系（C）注入配管使用による原子炉注水 5. 消火系による原子炉注水</p> <p>6. 残留熱除去系による原子炉除熱</p> <p>添付資料 1.4.4 解釈一覧 1. 判断基準の解釈一覧 2. 操作手順の解釈一覧</p>	<p>添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表 添付資料1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図 添付資料1.4.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水） (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水 / 海水） (2) 系統構成</p> <p>2. 消火系による原子炉注水 (1) 系統構成</p> <p>3. 補給水系による原子炉注水 (1) 系統構成</p> <p>添付資料1.4.4 解釈一覧 1. 判断基準の解釈一覧 2. 操作手順の解釈一覧</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は目次に記載）</p> <p>記載方針の相違（東二は目次に記載）</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は目次に記載）</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。 (2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉内低圧時における冷却機能である。 また、原子炉停止中において、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内の崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。 (2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p>原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態が発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における注水機能である。 原子炉運転停止中において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における注水機能である。また、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉内の崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>記載方針の相違（原子炉運転中と原子炉運転停止中について各々明記。以下同様）、 記載方針の相違（略称定義）、 設備名の相違、記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（略称定義） 記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）を設置している。</p> <p>原子炉停止中において、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけ重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図1.4.1）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備¹を選定する。</p> <p>1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>	<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。</p> <p>原子炉運転停止中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。また、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプを設置している。</p> <p>なお、本条項での原子炉運転停止中とは、原子炉冷却材温度100 未満¹及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。</p> <p>1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.4-1図）</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備の他に、設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）²及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備³を選定する。</p> <p>2 重大事故等対処設備（設計基準拡張） 設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって、新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。</p> <p>3 自主対策設備 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>	<p>記載方針の相違 記載方針の相違（東二は機器名で記載）、設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は機器名で記載）、設備の相違 記載方針の相違（東二は機器名で記載） 記載方針の相違（定義の明確化）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（定義付け）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・非常用交流電源設備 <p>なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉の除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉補機冷却系 ・非常用交流電源設備 <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、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）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p>	<p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。</p> <p>さらに、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p>	<p>記載方針の相違(東二は比較表7ページに記載)</p> <p>記載方針の相違(東二は機器名で記載)、設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表1.4.1に整理する。</p> <p>a. 原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>・ 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が故障等により原子炉の冷却ができない場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>() 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 復水移送ポンプ ・ 復水貯蔵槽 ・ 復水補給水系配管・弁 ・ 残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・ 給水系配管・弁・スパージャ ・ 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 	<p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4-1表に整理する。</p> <p>a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ ・ 残留熱除去系熱交換器 ・ サプレッション・プール ・ 残留熱除去系海水ポンプ <p>低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ ・ サプレッション・プール ・ 残留熱除去系海水ポンプ <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ ・ 残留熱除去系熱交換器 ・ 残留熱除去系海水ポンプ <p>b. 原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>) 低圧代替注水</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>() 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 代替淡水貯槽 	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表6ページに記載）（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（柏崎は比較表6ページに記載）（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>記載方針の相違（東二は機器名で記載），設備の相違，記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違東二は主要設備のみ記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 <p>() 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ・防火水槽 ・淡水貯水池 ・ホース ・MUWC 接続口 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 ・常設代替交流電源設備 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。</p>	<p>() 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽 	<p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違 記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>()消火系による原子炉の冷却 消火系による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>() 代替循環冷却系による原子炉注水 代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器（A） ・サブプレッション・プール ・残留熱除去系海水ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ <p>() 消火系による原子炉注水 消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク <p>() 補給水系による原子炉注水 補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク 	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違 記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>・重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、MUWC 接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態での冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉を冷却する手段として有効である。</p>	<p>） 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) b.(a))() 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b.(a))() 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b.(a))() 代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b.(a))() 代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態での冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・代替循環冷却系ポンプ</p> <p>格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱除去を目的とした設備であり、原子炉減圧及び低圧注水移行時に炉心損傷を防止するための十分な注水量が確保できない場合があるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が実施できない場合の代替手段として有効である。</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。</p> <p>・電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク</p> <p>耐震SクラスではなくS₅機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。</p>	<p>設備の相違、記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違（使用目的の明確化）</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違、記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>・残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系(B)及び(C)配管・弁・スパージャ 1 当該配管を用いた注水手段は使用に制限(原子炉への注水流量が少ない,注水流量の監視ができない,現場での系統構成が必要)があるが,残留熱除去系(A)及び(B)配管から注水ができない場合において,原子炉を冷却する手段として有効である。</p> <p>1:高圧炉心注水系配管・弁・スパージャのうち,復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁は重大事故等対処設備であるが,原子炉への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置づける。</p> <p>(b)サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>.復旧 設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合には,「1.4.1(2)a.(a) .低圧代替注水」の手段に加え,常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し,原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系(低圧注水モード)を復旧する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し,電源の供給を継続することにより,残留熱除去系(低圧注水モード)を十分な期間,運転継続することが可能である。</p> <p>また,原子炉停止後は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に移行し,長期的に原子炉を除熱する手段がある。残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)については,「1.4.1(2)b.(b) .復旧」にて整備する。</p>	<p>・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク 耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが,使用可能であれば,原子炉へ注水する手段として有効である。</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備 【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。】</p> <p>) 復旧 設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合には,常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後,緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに,残留熱除去系海水系,緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより,残留熱除去系(低圧注水系)を復旧する手段がある。</p> <p>また,残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は,緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより,残留熱除去系(低圧注水系)を復旧する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し,電源及び冷却水の供給を継続することにより,残留熱除去系(低圧注水系)を十分な期間,運転継続することが可能である。</p> <p>また,原子炉運転停止後は残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)に移行し,長期的に原子炉を除熱する手段がある。なお,残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)については,「1.4.1(2)c.(b)) 復旧」にて整備する。</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違(電源喪失と冷却水喪失時の復旧について各々明記)</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違, 記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>() 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 <p>なお，残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。</p>	<p>() 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・プール ・残留熱除去系海水ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ <p>全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。 残留熱除去系海水ポンプ機能喪失時の対応手段及び設備は，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>・重大事故等対処設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、サプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管・弁・ストレナ・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、原子炉を冷却することができる。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>・低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>() 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵槽 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・高圧炉心注水系配管・弁 	<p>) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) b.(b))() 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b.(b))() 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）を復旧し、原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ 車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。 <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p>) 低圧代替注水</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。</p> <p>() 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）、設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 <p>() 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ・防火水槽 ・淡水貯水池 ・ホース ・MUWC 接続口 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 <p>なお，低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は，防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく，海水を使用する手段もある</p>	<p>() 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・代替淡水貯槽 <p>() 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器（A） ・サプレッション・プール ・残留熱除去系海水ポンプ ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ 	<p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違 記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>() 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク <p>・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備</p> <p>・重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ、残留熱除去系(A)配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース、MUWC 接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置づける。</p>	<p>() 消火系による残存溶融炉心の冷却 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電動駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク <p>() 補給水系による残存溶融炉心の冷却 補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク <p>) 重大事故等対処設備と自主対策設備 「1.4.1(2) b.(c))() 低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯蔵槽は重大事故等対処設備として位置づける。 「1.4.1(2) b.(c))() 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯蔵槽は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) b.(c))() 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器(A)、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。 「1.4.1(2) b.(c))() 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置づける。</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違 記載方針の相違(東二は主要設備のみ記載)</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違、記載方針の相違 (東二は主要設備のみ記載)</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。 （添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁 <p>耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。</p> <p>b. 原子炉停止中の対応手段及び設備 (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備 ・ 低圧代替注水 原子炉停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の除熱ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「1.4.1(2)a.(a) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p> <p>以上の設備により、原子炉停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等で冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。</p>	<p>これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合においても、残存溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水大型ポンプ 車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。 ・ 電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク 耐震SクラスではなくS₅機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。 ・ 復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク 耐震SクラスではなくS₅機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。 <p>c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備 (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備) 低圧代替注水 原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>これらの対応手段及び設備は、「1.4.1(2)b.(a) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。</p> <p>以上の設備により、原子炉運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプの故障で冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違、記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違、記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は機器名で記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>. 復旧 原子炉停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系により使用できない場合には、「1.4.1(2)b.(a) . 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>() 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ ・ 原子炉圧力容器 ・ 残留熱除去系熱交換器 ・ 残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・ 給水系配管・弁・スパージャ ・ 原子炉補機冷却系 ・ 代替原子炉補機冷却系 <p>・ 常設代替交流電源設備</p>	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。】</p> <p>) 復旧 原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。</p> <p>また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>() 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） ・ 残留熱除去系熱交換器 <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系海水ポンプ ・ 緊急用海水ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ <p>全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。</p>	<p>記載方針の相違（電源喪失と冷却水喪失時の復旧について各々明記）</p> <p>設備の相違、記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違、記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>・重大事故等対処設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・スパージャ、給水系配管・弁・スパージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、原子炉を除熱することができる。</p> <p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）、AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.4.1）。</p> <p>また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.4.2、表1.4.3）。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.2）</p>	<p>） 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.4.1(2) c.(b))() 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.4.1(2) c.(b))() 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ <ul style="list-style-type: none"> 車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能であれば、原子炉を除熱する手段として有効である。 <p>d. 手順等</p> <p>上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」、b. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等¹及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書（徴候ベース）」、「非常時運転手順書（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.4-1表）</p> <p>また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.4-2表、第1.4-3表）</p> <p>¹ 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.2）</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（東二は主要設備のみ記載）、設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>記載方針の相違（略称定義）、整備する手順書類の相違</p> <p>体制の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）(A)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）(B)又は残留熱除去系（低圧注水系）(C)による原子炉注水手順も同様。）概要図を第1.4-5図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）(A)の起動を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）(A)の手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系（A）ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）(A)による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により開したことを確認する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持¹するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持¹し、発電長に報告する。</p> <p>1: 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。</p>	<p>記載方針の相違(柏崎は比較表56～58ページに記載)</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
	<p>c. 操作の成立性 上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>b. 操作手順 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。 概要図を第1.4-6図に示す。 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系の起動を指示する。 運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系の手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa[gage]以上であることを確認し、発電長に報告する。 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa[gage]以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。 運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により開したことを確認する。 運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するよう指示する。 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表56～58ページに記載）</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
	<p>(3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱 残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を起動し、原子炉の除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>b. 操作手順 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(B)による原子炉冷却手順も同様。) 概要図を第1.4-7図に示す。 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の準備を指示する。 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。 運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。 運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系(A)レグシールライン弁を閉にする。 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(A)ポンプ入口弁を閉とする。 運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環(A)ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環(A)ポンプ出口弁を閉にする。 運転員等は、発電長に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)使用開始圧力0.93MPa[gage]以下であることを確認し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱するための系統構成を指示する。 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器(A)入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(A)ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(A)ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。</p>	<p>記載方針の相違(柏崎は比較表56～58ページに記載)</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日版）	東海第二	備考
<p>1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による原子炉注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、上記手段のうちポンプ1台以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉注水を開始する。原子炉注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系を使用し原子炉注水を実施する。</p>	<p>運転員等は、発電長に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(A)ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器(A)入口弁を調整開とする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、崩壊熱の除去が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性 上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名により操作を実施する。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系(可搬型)である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は、低圧代替注水系(常設)による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(低圧注水系)を使用し原子炉注水を実施する。</p>	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表56～58ページに記載）</p> <p>記載方針の相違 運用の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>・手順着手の判断基準</p> <p>給水系、復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合¹。</p> <p>1: 設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>・操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを図1.4.2及び図1.4.3に、概要図を図1.4.5に、タイムチャートを図1.4.6～10に示す。（各注入配管使用の場合について、手順 [] 以外は同様。）</p> <p>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び Bは、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び Bは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び Bは、復水移送ポンプ（2台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p>	<p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>） 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>） 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-8図に、タイムチャートを第1.4-9図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</p> <p>運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]以上であることを確認する。</p>	<p>記載方針の相違 設備の相違</p> <p>設備の相違 体制の相違 設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違 記載方針の相違</p> <p>設備の相違 設備の相違 記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p> ^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。 ^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。 ^c残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。 ^d高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。 ^e高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。 なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。 </p> <p> 当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始を指示する </p> <p> ^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。 ^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。 ^c残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。 ^d高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。 ^e高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。 </p>	<p> 運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。 運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。 </p>	<p> 設備の相違 </p> <p> 設備の相違 </p> <p> 記載方針の相違 </p> <p> 体制及び設備の相違、記載方針の相違 </p> <p> 設備の相違 </p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>°注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし、格納容器スプレイを実施する。</p> <p>°残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。</p> <p>°残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。 現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡 1 次、2 次止め弁の開操作)を実施する。 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁(C)を開にし、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)設定点以上から原子炉水位高(レベル 8)設定点の間で維持するよう指示する。 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)設定点以上から原子炉水位高(レベル 8)設定点の間で維持し、発電長に報告する。</p>	<p>設備の相違 設備の相違 設備の相違、記載方針の相違、体制の相違 記載方針の相違 設備の相違 記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>・操作の成立性</p> <p>残留熱除去系(B)及び残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合：12分以内 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合：12分以内</p> <p>残留熱除去系(C)，高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合：約40分 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合：約25分 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合：約30分</p> <p>上記操作実施後，現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合，15分以内で可能である。</p> <p>なお，プラント停止中の運転員の体制においては，中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p> <p>円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.3-1，1.4.3-3，1.4.3-4)</p>	<p>）操作の成立性</p> <p>原子炉運転中において，上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。</p> <p>なお，原子炉運転停止中の当直要員の体制においては，中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。</p>	<p>記載方針の相違 設備及び体制の相違</p> <p>体制の相違 設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)</p> <p>・手順着手の判断基準</p> <p>常設の原子炉注水設備，低圧代替注水系(常設)，消火系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において，低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合¹⁾。</p> <p>1: 設備に異常がなく，燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。</p> <p>・操作手順</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.2及び図1.4.3に，概要図を図1.4.11に，タイムチャートを図1.4.12～16に示す。(各注入配管使用の場合について，手順 以外は同様。)</p> <p>当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備のため，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>現場運転員C及びDは，MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する。(当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し，弁操作を行う。)</p>	<p>(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)</p> <p>) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系(低圧注水系)，低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系(常設)，代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上に維持できない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に，概要図を第1.4-10図に，タイムチャートを第1.4-11図に示す。</p> <p>(残留熱除去系(C)配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は，手順 以外同様。)</p> <p>発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系(可搬型)の接続を依頼する。</p> <p>災害対策本部長は，発電長に低圧代替注水系(可搬型)で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。</p> <p>災害対策本部長は，重大事故等対応要員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>発電長は，運転員等に残留熱除去系(C)配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</p>	<p>記載方針の相違，設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>運用の相違，記載方針の相違</p> <p>設備及び運用の相違</p> <p>設備及び運用の相違</p> <p>体制及び設備の相違，記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>°残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>°高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>°高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>°残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>°残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p>	<p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。</p> <p>運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>°残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合 運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。</p> <p>なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。</p> <p>°低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合 運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。</p> <p>なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。</p>	<p>設備及び運用の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>°残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>°高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>°高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。</p> <p>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員の選択した送水ラインからの低圧代替注水系(可搬型)による送水開始を緊急時対策本部へ依頼する。</p>	<p>運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。</p> <p>重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報告する。</p> <p>災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。</p> <p>災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針及び記載箇所の相違</p> <p>運用の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>体制及び運用の相違</p> <p>運用の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の確認を指示する。</p> <p>緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、運転員の選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)、2(B)又は MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)、2(A)のどちらかを全開に実施し、送水開始について緊急時対策本部へ報告する。</p> <p>また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。</p> <p>^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし、格納容器スプレイを実施する。</p> <p>^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。</p> <p>^c残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。</p>	<p>重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。</p> <p>災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。</p> <p>発電長は、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉へ注水が開始されたことの確認を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p>	<p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載箇所及び記載順の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。</p> <p>操作の成立性</p> <p>防火水槽を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで残留熱除去系（A）（B）（C）又は高圧炉心注水系（B）（C）のいずれの注入配管を使用した場合においても約95分で可能である。</p> <p>また、淡水貯水池を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで残留熱除去系（A）（B）（C）又は高圧炉心注水系（B）（C）のいずれの注入配管を使用した場合においても約120分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.3-2，1.4.3-3，1.4.3-4）</p>	<p>発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを連絡する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するよう指示する。</p> <p>①運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>） 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。 <p>【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。 <p>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。 <p>【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 現場対応を運転員等6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p>車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.3）</p>	<p>運用の相違</p> <p>記載箇所及び記載順の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>(c) 代替循環冷却系による原子炉注水</p> <p>) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に，概要図を第1.4 - 12図に，タイムチャートを第1.4 - 13図に示す。</p> <p>発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。</p> <p>発電長は，運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注水配管分離弁，残留熱除去系（A）ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系入口弁及び代替循環冷却系テストライン弁を開にする。</p> <p>運転員等は，発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプを起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。</p> <p>発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し，代替循環冷却系による原子炉への注水の開始を指示する。</p>	<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。</p> <p>） 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内 ・緊急用海水系使用の場合：20分以内 ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内 	<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(c)消火系による原子炉注水</p> <p>.手順着手の判断基準</p> <p>常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合¹。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。</p> <p>.操作手順</p> <p>消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.2及び図1.4.3に、概要図を図1.4.17に、タイムチャートを図1.4.18～22に示す。(各注入配管使用の場合について、手順 [] 以外は同様。)</p> <p>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による原子炉注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</p> <p>^a受電操作 残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用の場合現場運転員C及びDは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>^b残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合現場運転員E及びFは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p>	<p>(d) 消火系による原子炉注水</p> <p>) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)設定値以上に維持できない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。</p> <p>) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-14図に、タイムチャートを第1.4-15図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。</p> <p>運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ¹又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa[gage]以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p>	<p>記載方針の相違、設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>体制及び設備の相違</p> <p>設備の相違 記載方針の相違</p> <p>体制及び設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員 A 及び B は，復水補給水系パイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は，消火系による原子炉注水の系統構成として，復水補給水系消火系第 1，第 2 連絡弁の全開操作を実施する。</p> <p>^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。</p> <p>なお，電源が確保できない場合，現場運転員 C 及び D は，残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作実施する。</p> <p>^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。なお，電源が確保できない場合，現場運転員 C 及び D は，高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</p> <p>緊急時対策要員は，ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部へ報告する。また，緊急時対策本部は当直長へ報告する。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，消火系による原子炉注水開始を緊急時対策本部へ報告する。</p> <p>当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後，運転員に消火系による原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</p> <p>^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は，残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</p>	<p>発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し，消火系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（ B ）消火系ライン弁を開にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（ B ）を開にする。</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>体制の相違，記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p> ^a高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。 ^e高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は，高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。 ^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし，格納容器スプレイを実施する。 ^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。 ^c残留熱除去系(C)，高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し，当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，消火系による原子炉注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。 </p>	<p> 運転員は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。 発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持²するよう指示する。 運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持²し，発電長に報告する。 1：常用電源が使用できる場合に，電動駆動消火ポンプを使用する。 2：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁(B)を開とし，格納容器スプレイを実施する。 </p>	<p> 設備の相違 記載方針の相違，体制の相違 記載方針の相違 記載方針の相違 設備の相違 設備の相違 </p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>・操作の成立性</p> <p>作業開始を判断してから，消火系による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B)注入配管使用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分 <p>残留熱除去系(C)注入配管使用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員4名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約40分 <p>高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員4名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分 <p>円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.3-3，1.4.3-4，1.4.3-5）</p>	<p>）操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。</p> <p>なお，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.3）</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>(e) 補給水系による原子炉注水</p> <p>) 手順着手の判断基準 残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p> <p>) 操作手順 補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第1.4 - 2図及び第1.4 - 3図に，概要図を第1.4 - 16図に，タイムチャートを第1.4 - 17図に示す。 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。 運転員等は中央制御室にて，補給水系による原子炉注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。 発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。 重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。 重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。 災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。 発電長は，運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。 運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系 - 消火系連絡ライン止め弁を開にする。 運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。 運転員等は，発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</p>	<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水のため、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage]以上であることを確認するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持¹するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持¹し、発電長に報告する。</p> <p>1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。</p> <p>） 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。</p> <p>なお、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.3）</p>	<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。</p> <p>代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、復水貯蔵槽水源が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。復水貯蔵槽水源が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。</p> <p>交流動力電源が確保できない場合、現場の手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。</p> <p>なお、消火系による原子炉の冷却は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先：残留熱除去系(B)注入配管（中央制御室からの操作が可能）</p> <p>優先：残留熱除去系(A)注入配管（中央制御室からの操作が可能）</p> <p>優先：残留熱除去系(C)注入配管</p> <p>優先：高圧炉心注水系(B)注入配管</p> <p>優先：高圧炉心注水系(C)注入配管</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水</p> <p>全交流動力電源の喪失により常設の原子炉注水設備による注水機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉への注水を実施する。</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉へ注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により原子炉へ注水する。代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。</p> <p>なお、消火系による原子炉への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水</p> <p>全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）による注水機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2Cの供給対象である残留熱除去系（低圧注水系）(A)を優先して使用する。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（電源喪失と冷却水喪失時の復旧について各々明記）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>運用の相違（優先順位の明確化）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>.手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(低圧注水モード)が使用可能な状態 1 に復旧された場合。</p> <p>1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サプレッション・チェンバ)が確保されている状態。</p> <p>.操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)(低圧注水モード)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(A)(低圧注水モード)による原子炉注水手順も同様)</p> <p>概要図を図1.4.23に、タイムチャートを図1.4.24に示す。</p> <p>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(低圧注水モード)による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び Bは、残留熱除去系(B)(低圧注水モード)の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)(低圧注水モード)が使用可能か確認する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び Bは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B)(低圧注水モード)による原子炉注水の準備完了を報告する。</p> <p>当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員 A 及び Bに、残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の開始を指示する。</p>	<p>) 手順着手の判断基準</p> <p>【全交流動力電源喪失時】</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>【残留熱除去系海水系機能喪失時】</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p> <p>) 操作手順</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水系) (A) による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系 (低圧注水系) (B) 又は残留熱除去系 (低圧注水系) (C) による原子炉注水手順も同様。)</p> <p>概要図を第1.4 - 18図に、タイムチャートを第1.4 - 19図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系 (低圧注水系) (A) による原子炉注水の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (低圧注水系) (A) による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に残留熱除去系 (A) ポンプの起動を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (A) ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認し、残留熱除去系 (低圧注水系)による原子炉への注水の開始を指示する。</p>	<p>記載方針の相違(電源喪失時の復旧を分けて記載)、設備の相違</p> <p>記載方針の相違(冷却水喪失時の復旧を分けて記載)、設備の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違 設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違、体制の相違</p> <p>体制の相違、記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系注入弁(B)を全開として原子炉への注水を開始する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁(B)の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし，格納容器スプレイを実施する。</p> <p>操作の成立性</p> <p>上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水開始まで 15 分以内で可能である。</p> <p>なお，プラント停止中の運転員の体制においては，中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員 1 名にて作業を実施する。</p>	<p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系注入弁（A）を開とし，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。</p> <p>発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点に維持 1 するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点に維持 1 し，発電長に報告する。</p> <p>1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁（A）又は（B）の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁（A）又は（B）を開とし，格納容器スプレイを実施する。</p> <p>） 操作の成立性</p> <p>原子炉運転中において，上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。</p> <p>なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内 ・緊急用海水系使用の場合：20分以内 ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内 <p>さらに，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで10分以内と想定する。</p> <p>また，原子炉運転停止中の当直要員の体制においては，中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等1名により実施する。</p>	<p>体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違，設備及び体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>体制の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。</p> <p>外部電源，常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合，原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉を冷却する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合，代替原子炉補機冷却系を設置し，残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉を冷却するが，代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから，低圧代替注水系（常設）等による原子炉の冷却を並行して実施する。</p> <p>原子炉停止後は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱する。</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合，格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する。</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。</p> <p>全交流動力電源が喪失し，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。なお，常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は，「1.4.2.2(1)a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は，緊急用海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。</p> <p>緊急用海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水するが，代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから，低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。</p> <p>原子炉運転停止後は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。</p>	<p>記載方針の相違，設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>・手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合²。</p> <p>1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>2: 原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h、35～70 m³/h)が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>・操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)a.(a)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを図1.4.4に示す。また、概要図は図1.4.5、タイムチャートは図1.4.6及び図1.4.7と同様である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.4.3-1)</p>	<p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>） 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p> <p>） 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1)a.(a)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m³/h～50m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-8図、タイムチャートは第1.4-9図と同様である。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>・操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始までの所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(B)注入配管使用：12分以内 残留熱除去系(A)注入配管使用：12分以内</p> <p>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>	<p>）操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水 / 海水）</p> <p>）手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</p> <p>1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p> <p>）操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水 / 海水）については、「1.4.2.2(1) a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水）」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m³/h～50m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4 - 4図に示す。また、概要図は第1.4 - 10図、タイムチャートは第1.4 - 11図と同様である。</p>	<p>設備及び体制の相違 記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（柏崎は比較表50ページに記載）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>） 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。 【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】 ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。 【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】 ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、135分以内と想定する。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。 車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。 （添付資料1.4.3）</p> <p>(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>） 手順着手の判断基準 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。 1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p>	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表50ページに記載）</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(b)消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>・手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能の場合²。</p> <p>1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p>	<p>) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2 (1) a.(c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-12図、タイムチャートは第1.4-13図と同様である。</p> <p>) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内 ・緊急用海水系使用の場合：20分以内 ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内 <p>(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。</p> <p>1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載箇所の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され，更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>なお，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>. 操作手順 消火系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉注水」の操作手順のうち，残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</p> <p>なお，手順の対応フローを図1.4.4に示す。また，概要図は図1.4.17，タイムチャートは図1.4.18及び図1.4.19と同様である。</p> <p>. 操作の成立性 作業開始を判断してから，消火系による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分 <p>円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.4.3-5)</p>	<p>) 操作手順 消火系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1)a.(d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用 残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h，ペDESTAL(ドライウェル部)注水量：14m³/h~50m³/h)を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h~50m³/h)の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。</p> <p>なお，手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また，概要図は第1.4-14図，タイムチャートは第1.4-15図と同様である。</p> <p>) 操作の成立性 上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名にて実施した場合，消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.4.3)</p>	<p>記載箇所の相違</p> <p>記載方針の相違 記載箇所の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p> <p>1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。</p> <p>) 操作手順</p> <p>補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1)a.(e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。</p> <p>残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。概要図は第1.4-16図、タイムチャートは第1.4-17図と同様である。</p> <p>) 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.4.3）</p>	<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水) .手順着手の判断基準 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化¹により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず，低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合²。</p> <p>1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，格納容器内圧力指示値の上昇，ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</p> <p>2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h，35～70 m³/h)が確保され，更に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。</p> <p>なお，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</p> <p>.操作手順 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水」の操作手順のうち，残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様。</p> <p>なお，手順の対応フローを図1.4.4に示す。また，概要図は図1.4.11，タイムチャートは図1.4.12及び図1.4.13と同様である。</p> <p>.操作の成立性 防火水槽を水源とした低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始まで残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B)のいずれの注入配管を使用した場合においても約95分で可能である。</p> <p>また，淡水貯水池を水源とした低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始まで残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B)のいずれの注入配管を使用した場合においても約120分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。</p> <p>また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.4.3-2)</p>		<p>記載方針の相違(東二は比較表45～46ページに記載)</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。</p> <p>代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、復水貯蔵槽水源が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。復水貯蔵槽水源が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、消火系による原子炉の冷却は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先：残留熱除去系(B)注入配管 優先：残留熱除去系(A)注入配管</p> <p>1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>原子炉停止中に低圧注水系が機能喪失した場合の対応手順については、「1.4.2.1(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）」及び「1.4.2.1(1)a.(c) 消火系による原子炉注水」の対応手順と同様である。</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>なお、消火系による残存溶融炉心の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p>1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.2(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）」、「1.4.2.2(1)a.(c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1)a.(d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1)a.(e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱</p> <p>全交流動力電源の喪失により残留熱除去系による崩壊熱除去機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて原子炉の除熱を実施する。</p> <p>. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が使用可能な状態 1 に復旧された場合。</p> <p>1: 設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱</p> <p>全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。</p> <p>なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2Cの供給対象である残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)を優先して使用する。</p> <p>) 手順着手の判断基準</p> <p>【全交流動力電源喪失時】</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。</p> <p>【残留熱除去系海水系機能喪失時】</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。</p>	<p>記載方針の相違(電源喪失と冷却水喪失時の復旧について各々明記)</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違（優先順位の明確化）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違、設備の相違</p> <p>記載方針の相違、設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(A)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱手順も同様)概要図を図1.4.25に，タイムチャートを図1.4.26に示す。</p> <p>当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の準備開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること，原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持されていること，原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)が使用可能か確認する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の系統構成として，残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁(B)，残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側，外側隔離弁(B)，残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)，残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</p> <p>現場運転員C及びDは，残留熱除去系封水ポンプ(B)吸込弁，残留熱除去系封水ポンプ(B)吐出弁，残留熱除去系封水ポンプ(B)最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。</p> <p>現場運転員E及びFは，残留熱除去系封水ポンプ(B)及び残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)のMCC電源「切」操作を実施する。</p>	<p>操作手順</p> <p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(B)による原子炉冷却手順も同様)概要図を第1.4-20図に，タイムチャートを第1.4-21図に示す。</p> <p>発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて，原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，格納容器隔離を復旧する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉の除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。</p> <p>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，残留熱除去系(A)レグシールライン弁を閉にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系(A)ポンプ入口弁を閉とする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，原子炉再循環(A)ポンプが停止していることを確認し，原子炉再循環(A)ポンプ出口弁を閉にする。</p> <p>運転員等は，残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)(A)による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。</p>	<p>体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違，記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)運転の準備完了を当直副長へ報告する。 当直副長は，中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の開始を指示する。 中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し，残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力にて確認後，残留熱除去系熱交換器出口弁(B)を調整開し原子炉の除熱を開始する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉の除熱が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系(B)熱交換器入口温度指示値の低下により確認し，当直副長に報告する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ■ 発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）(A) による原子炉除熱するための系統構成を指示する。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（ A ）入口弁を閉とし，閉側回路を除外する。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し，残留熱除去系外側隔離弁を開にする。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系内側隔離弁を開にし，開側回路の除外を解除する。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（ A ）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（ A ）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。 ■ 運転員等は，発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）(A) による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。 ■ 発電長は，運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）(A) による原子炉除熱の開始を指示する。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（ A ）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。 ■ 運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（ A ）入口弁を調整開とする。 ■ 運転員等は中央制御室にて，原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し，発電長に報告する。 	<p>記載方針の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>体制の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>a. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱開始まで20分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.3-6)</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。</p> <p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉の冷却を並行して実施する。</p>	<p>a. 操作の成立性</p> <p>上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p> <p>なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内 ・緊急用海水系使用の場合：20分以内 ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内 <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1) a .低圧代替注水」の対応手順を実施する。</p> <p>残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。</p> <p>緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。</p>	<p>設備及び体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違、設備の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(低圧注水モード)を起動し，サブレーション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.4.27 に示す。</p> <p>当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は，中央制御室からの手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）により残留熱除去系ポンプが起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後，当直副長に残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備完了を報告する。</p> <p>当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後，中央制御室運転員に残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は，中央制御室からの手動操作，又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び原子炉圧力低，又はドライウエル圧力高及び原子炉圧力低）により残留熱除去系注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を全開とし，格納容器スプレイを実施する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。</p>		<p>記載箇所の相違(東二は比較表19～22 ページに記載)</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(2)残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(原子炉停止時モード)を起動し，原子炉の除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され，かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.4.28に示す。</p> <p>当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の準備開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持されていること，原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の系統構成として，残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁，残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側，外側隔離弁，残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁，残留熱除去系注入弁の全開操作を実施する。</p> <p>現場運転員C及びDは，残留熱除去系封水ポンプ吸込弁，残留熱除去系封水ポンプ吐出弁，残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。</p> <p>現場運転員E及びFは，残留熱除去系封水ポンプ及び残留熱除去系最小流量バイパス弁のMCC電源「切」操作を実施する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転の準備完了を当直副長へ報告する。</p> <p>当直副長は，中央制御室運転員に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し，残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後，残留熱除去系熱交換器出口弁を調整開し原子炉の除熱を開始する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し，当直副長に報告する。</p>		<p>記載箇所の相違(東二は比較表19～22ページに記載)</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性 上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて操作を実施した場合、操作開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱開始まで20分以内で可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.4.3-6)</p> <p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型代替注水ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 代替淡水貯蔵に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>記載箇所の相違（東二は比較表19～22ページに記載）</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違（送水手順と水源補給手順を分割）</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違、記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）					東海第二					備考	
対応手段， 対処設備， 手順書一覧(2 / 8) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)					対応手段， 対応設備， 手順書一覧(2 / 25) (重大事故等対処設備（設計基準拡張）における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）					東二固有の対応	
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書		
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧代替注水系(常設)による原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「MUWCによる原子炉注水」	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	-	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備					重大事故等対処設備(設計基準拡張)	低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ ¹	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)ホース MUWC接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備					事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1	関連設備	
	防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備		低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備(設計基準拡張)						

1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 □: 自主的に整備する対応手段を示す。

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）					東海第二					備考
対応手段， 対処設備， 手順書一覧(3 / 8) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)					対応手段， 対応設備， 手順書一覧(3 / 25) (重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）					柏崎は比較表 59 ページに記載
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	重大事故等対処設備(設計基準拡張)		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	主要設備 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	非常時運転手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象 5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) 6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。					1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □:自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）				東海第二				備考	
対応手段，対処設備，手順書一覧(4 / 8) (原子炉運転中のサポート系故障時)				対応手段，対応設備，手順書一覧(4 / 25) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)				柏崎は比較表 60 ページに記載	
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	フロントライン系故障	残留熱除去系(低圧注水系) ポンプ 低圧炉心スプレイ系 ポンプ	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	主要設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ²	重大事故等 対処設備
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパー ージャ ※6 給水系配管・弁・スパー ージャ 原子炉補機冷却系 ※3					重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	関連設備 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系(C)配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³
1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象 5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) 6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。				1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □:自主的に整備する対応手段を示す。				非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領	

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）					東海第二					備考		
対応手段， 対処設備， 手順書一覧(5 / 8) (溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)					対応手段， 対応設備， 手順書一覧(5 / 25) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)					柏崎は比較表 60 ページに記載		
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書			
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	-	低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	フロントライン系故障	残留熱除去系(低圧注水系)ポンプ 低圧炉心スプレイスポンプ	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ ² 代替淡水貯槽 ²	重大事故等対処設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1				関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系(C)配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備	非常時運転手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
		残存溶融炉心による消火系による冷却	防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2				自主対策設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備(設計基準拡張)
1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象 5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) 6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。					1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □: 自主的に整備する対応手段を示す。							

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

対応手段， 対応設備， 手順書一覧(6 / 8) (原子炉停止中のフロントライン系故障時)					対応手段， 対応設備， 手順書一覧 (6 / 25) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)					東二固有の対応	
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書		
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(常設)による原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ (低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	残留熱除去系熱交換器(A) サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ¹	重大事故等対応設備	非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			非常用交流電源設備 ※2						重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	残留熱除去系海水ポンプ ¹	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備					代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1	フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ (低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対応設備	非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			非常用交流電源設備 ※2						重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	非常用交流電源設備 ³	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備							

1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
 5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)
 6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ■: 自主的に整備する対応手段を示す。

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

対応手段， 対応設備， 手順書一覧(7 / 8) (原子炉停止中のフロントライン系故障時)					対応手段， 対応設備， 手順書一覧(7 / 25) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)					東二固有の対応			
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書				
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	自主対策設備	フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ (低圧注水系)	低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器(A) サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
										関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対応設備	
								非常用交流電源設備 ³		(設計基準拡張)	重大事故等対応設備		

1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
 5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)
 6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 □:自主的に整備する対応手段を示す。

東二固有の対応

対応設備により重大事故等対応設備()による対応手段と自主対策設備()による対応手段に分ける

H29.6.9 日本原子力発電株式会社 東海第二発電所 技術的能力比較表
 柏崎刈羽原子力発電所 / 東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）				東海第二				備考			
対応手段，対処設備，手順書一覧(8 / 8) (原子炉停止中のサポート系故障時)				対応手段，対応設備，手順書一覧(8 / 25) (原子炉運転中のフロントライン系故障時)				柏崎は比較表 61 ページに記載			
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書		
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備 AM 設備別操作手順書 「RHR (A) による原子炉除熱」 「RHR (B) による原子炉除熱」	フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ (低圧注水系)	低圧炉心スプレイ系ポンプ	消火系による原子炉注水	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3						重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	
残留熱除去系 (B) 配管・弁 非常用交流電源設備 ³	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	自主対策設備									
1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 3: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 4: 復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象 5: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) 6: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。				1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 <input type="checkbox"/> : 自主的に整備する対応手段を示す。							

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（9/25）						
（原子炉運転中のフロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 残留熱除去系ポンプ（低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系ポンプ	対応手段 補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	東二固有の対応 非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
<p>1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。</p>						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（10 / 25） （原子炉運転中のサポート系故障時）						
サポート系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	対応手段 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備	整備する手順書 非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						
柏崎は比較表 62 ページに記載 対応設備により重大事故等対処設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（11 / 25） （原子炉運転中のサポート系故障時）					柏崎は比較表 62 ページに記載 対応設備により重大事故等対応設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける
	分類 サポート系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源) 残留熱除去系海水系	対応手段 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水	対応設備 サプレッション・プール 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 可搬型代替注水大型ポンプ ¹ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	整備する手順書 重大事故等対応設備 （設計基準拡張） 自主対策設備 非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領	
	1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考					
	対応手段，対応設備，手順書一覧（12 / 25） （熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					柏崎は比較表 63 ページに記載					
分類 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備 -	対応 手段 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却	対応設備 <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1685 520 1745 762"> 主要設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽² </td> <td data-bbox="1745 520 2199 762"> 重大事故等対処設備 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1685 762 1745 1010"> 関連設備 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備³ 燃料補給設備³ </td> <td data-bbox="1745 762 2199 1010"> 重大事故等対処設備 非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1685 1010 1745 1255"> 非常用交流電源設備³ </td> <td data-bbox="1745 1010 2199 1255"> 重大事故等対処設備 （設計基準拡張） </td> </tr> </table>		主要設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ²		重大事故等対処設備	関連設備 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領	非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
主要設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ²	重大事故等対処設備										
関連設備 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備 非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領										
非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）										
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。											

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（13 / 25） （熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）							
熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	柏崎は比較表 63 ページに記載	
			主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ ² 代替淡水貯槽 ²	重大事故等対処設備		非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備		
関連設備	非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）					
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。							
□：自主的に整備する対応手段を示す。							

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（14 / 25） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）							
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	東二固有の対応 対応設備により重大事故等対処設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける	
			主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備		非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領
			関連設備	残留熱除去系海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		
				代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備		
関連設備	非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）					
	1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
	対応手段、対応設備、手順書一覧（15 / 25） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					東二固有の対応 対応設備により重大事故等対応設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領
		関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ ¹	自主対策設備		
			代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対応設備		
			非常用交流電源設備 ³	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）		

1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（16 / 25） （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					柏崎は比較表 63 ページに記載
	分類 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 -	対応手段 消火系による残存溶融炉心の冷却	対応設備 主要設備 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 関連設備 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³ 残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ³ 消火系配管・弁	整備する手順書 自主対策設備 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 自主対策設備 非常時運転手順書 （シビアアクシデント） 「注水 - 4」 重大事故等対策要領	
	1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（17 / 25） （熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）					東二固有の対応
	分類 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 -	対応手段 補給水系による残存熔融炉心の冷却	対応設備 主要設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 関連設備 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³ 残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ³ 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	整備する手順書 自主対策設備 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 自主対策設備	
	1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（18 / 25） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	対応手段 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ²	重大事故等対処設備	整備する手順書 非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						
柏崎は比較表 64 ページに記載						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
			主要設備	関連設備	
フロントライン系故障	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) ポンプ	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水	可搬型代替注水大型ポンプ ² 代替淡水貯槽 ²	重大事故等対処設備	非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系(C)配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ■: 自主的に整備する対応手段を示す。

柏崎は比較表 64 ページに記載

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
			主要設備	関連設備	
フロントライン系故障	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器(A) サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ ¹	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
					非常時運転手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 □: 自主的に整備する対応手段を示す。

東二固有の対応

対応設備により重大事故等対処設備()による対応手段と自主対策設備()による対応手段に分ける

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

		対応手段，対応設備，手順書一覧（21 / 25） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）				
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ¹	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領						

1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
：自主的に整備する対応手段を示す。

東二固有の対応

対応設備により重大事故等対処設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（22 / 25） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	対応手段 消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	
			関連設備		残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ³	
				関連設備	消火系配管・弁	
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（23 / 25） （原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）						
フロントライン系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	対応手段 補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	整備する手順書 非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ³ 可搬型代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	
			関連設備		残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ³	
				関連設備	補給水系配管・弁 消火系配管・弁	
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（24 / 25） （原子炉運転停止中のサポート系故障時）					柏崎は比較表 66 ページに記載 対応設備により重大事故等対応設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける
	分類 サポート系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	対応手段 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱	対応設備 緊急用海水ポンプ ¹ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ¹ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³ 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	整備する手順書 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備（設計基準拡張） 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備（設計基準拡張） 非常時運転手順書（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領	
	1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（25 / 25） （原子炉運転停止中のサポート系故障時）							
サポート系故障	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	柏崎は比較表 66 ページに記載 対応設備により重大事故等対処設備（ ）による対応手段と自主対策設備（ ）による対応手段に分ける	
			主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		非常時運転手順書（徴候ベース） 「減圧冷却」
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ ¹	自主対策設備		
				原子炉圧力容器 非常用取水設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ³ 燃料補給設備 ³	重大事故等対処設備		
残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）						
1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。							

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																																												
<p style="text-align: center;">表 1.4.2 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧(1/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="6"> 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・残留熱除去系(B) 注入配管流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6"> 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・残留熱除去系(B) 注入配管流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>可搬型代替注水ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・残留熱除去系(B) 注入配管流量	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)		事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・残留熱除去系(B) 注入配管流量	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	水源の確保	防火水槽		<p style="text-align: center;">第1.4 - 2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧(1/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(1) 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA 広帯域)¹ 原子炉水位(SA 燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA 広帯域)¹ 原子炉水位(SA 燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉压力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順			(1) 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹	原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ¹	補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力				<p>柏崎は比較表 91 ページに記載</p> <p>東二は対応手順、柏崎は手順書を記載(以下同様)</p> <p>監視パラメータ(計器)の位置づけを示す(以下同様)</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																																												
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																																														
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																																											
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																																											
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)																																																																											
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																																											
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																																											
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・残留熱除去系(B) 注入配管流量																																																																											
補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力																																																																												
水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)																																																																													
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																																											
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																																											
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽																																																																											
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																																											
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																																											
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・残留熱除去系(B) 注入配管流量																																																																											
補機監視機能		可搬型代替注水ポンプ吐出圧力																																																																												
水源の確保	防火水槽																																																																													
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																																												
1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順																																																																														
(1) 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹																																																																											
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ¹																																																																											
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																																																											
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹																																																																											
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹																																																																											
	操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																																																											
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹																																																																											
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹																																																																											
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																																																																											

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																														
<p>監視計器一覧(2/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td>事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」</td> <td>電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・残留熱除去系(A)注入配管流量 ・残留熱除去系(B)注入配管流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>補機監視機能 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位		操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)		原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・残留熱除去系(A)注入配管流量 ・残留熱除去系(B)注入配管流量		補機監視機能 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力		水源の確保	ろ過水タンク水位	<p>監視計器一覧(2/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位¹</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量 低圧炉心スプレイ系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 サブプレッション・プール水位¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> </tbody> </table>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順			(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	原子炉圧力容器への注水量 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ¹	補機監視機能 タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	原子炉圧力容器への注水量 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹	水源の確保 サブプレッション・プール水位 ¹	補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	<p>東二固有の対応</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																														
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																														
AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																														
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位																																														
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																														
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																														
		原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・残留熱除去系(A)注入配管流量 ・残留熱除去系(B)注入配管流量																																														
		補機監視機能 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力																																														
	水源の確保	ろ過水タンク水位																																														
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																														
1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順																																																
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																														
		原子炉圧力容器への注水量 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ¹																																														
		補機監視機能 タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																														
	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹																																														
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																														
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																														
原子炉圧力容器への注水量 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹																																																
水源の確保 サブプレッション・プール水位 ¹																																																
補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																															
<p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>																																																

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																				
<p>監視計器一覧(3/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」 </td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	<p>監視計器一覧(3/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度¹ 残留熱除去系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順			(3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ¹ 残留熱除去系系統流量 ¹			<p>柏崎は比較表 92 ページに記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																				
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																																																						
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																			
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量																																																			
		電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧																																																			
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																				
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																			
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量																																																			
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力																																																			
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																			
	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																			
1.4.2.1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順																																																						
(3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																																			
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																																			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ¹																																																			
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																																																			
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ¹ 残留熱除去系系統流量 ¹																																																			

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																												
<p>監視計器一覧(4/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」 </td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウェル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力(A) 復水移送ポンプ吐出圧力(B) 復水移送ポンプ吐出圧力(C)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力(A) 復水移送ポンプ吐出圧力(B) 復水移送ポンプ吐出圧力(C)	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	<p>監視計器一覧(4/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA 広帯域)¹ 原子炉水位(SA 燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA 広帯域)¹ 原子炉水位(SA 燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力¹ サブプレッション・チェンバ圧力¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>低圧代替注水系原子炉注水流量¹</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> </tbody> </table>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ¹ サブプレッション・チェンバ圧力 ¹	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	<p>柏崎は比較表 84 ページに記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																												
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																																																														
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																											
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)																																																											
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度																																																											
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																											
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)																																																												
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																											
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量																																																											
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力(A) 復水移送ポンプ吐出圧力(B) 復水移送ポンプ吐出圧力(C)																																																											
水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)																																																												
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																												
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																														
(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹																																																											
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹																																																											
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力																																																											
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹																																																											
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA 広帯域) ¹ 原子炉水位(SA 燃料域) ¹																																																											
	操作	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ¹ サブプレッション・チェンバ圧力 ¹																																																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																																											
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹																																																											
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹																																																											
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																											
<p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>																																																														

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																										
<p>監視計器一覧(5/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」</td> <td rowspan="4">操作</td> <td>電源</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td></td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td></td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の温度	AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	操作	電源	水源の確保	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器への注水量		補機監視機能		水源の確保		<p>監視計器一覧(5/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> </tr> <tr> <td rowspan="4"></td> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> </tr> </tbody> </table> <p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器への注水量	補機監視機能	水源の確保		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器への注水量	水源の確保	<p>柏崎は比較表 84 ページに記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																										
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																																												
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位																																										
		原子炉圧力容器内の圧力																																										
		原子炉格納容器内の圧力																																										
		原子炉格納容器内の温度																																										
AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	操作	電源																																										
		水源の確保																																										
		原子炉圧力容器内の水位																																										
		原子炉圧力容器内の圧力																																										
原子炉圧力容器への注水量																																												
補機監視機能																																												
水源の確保																																												
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																										
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																												
(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)	判断基準	原子炉圧力容器内の水位																																										
		原子炉圧力容器への注水量																																										
		補機監視機能																																										
		水源の確保																																										
	操作	原子炉圧力容器内の水位																																										
		原子炉圧力容器内の圧力																																										
		原子炉圧力容器への注水量																																										
		水源の確保																																										

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）			東海第二			備考
監視計器一覧(6/9)			監視計器一覧(6/15)			東二固有の対応
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		原子炉格納容器内の圧力			格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	
		原子炉格納容器内の温度			ドライウエル雰囲気温度	
		電源			M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽	
		原子炉圧力容器内の水位			原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		原子炉圧力容器への注水量			復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・残留熱除去系(A)注入配管流量 ・残留熱除去系(B)注入配管流量	
		補機監視機能			可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	
水源の確保	防火水槽					
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	操作	原子炉圧力容器内の水位	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	
		原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹		
		原子炉圧力容器への注水量		代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹		
		最終ヒートシンクの確保		残留熱除去系熱交換器入口温度 ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ¹		
		水源の確保		サブプレッション・プール水位 ¹		
		補機監視機能		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		
		補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		
水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹					
1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）			東海第二			備考
監視計器一覧(7/9)			監視計器一覧(7/15)			柏崎は比較表 85 ページに記載
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		電源	M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧		操作	原子炉圧力容器内の水位
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹		
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位		
			補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力		
			(d) 消火系による原子炉注水			
1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																										
<p>監視計器一覧(8/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水			事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	<p>監視計器一覧(8/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(e) 補給水系による原子炉注水</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量¹ 低圧炉心スプレー系系統流量¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> </tbody> </table> <p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			(e) 補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレー系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	<p>東二固有の対応</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																										
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水																																																												
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																									
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量																																																									
		電源	M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧																																																									
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																									
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																									
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																									
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量																																																									
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力																																																									
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																									
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																									
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																										
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																																																												
(e) 補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																									
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレー系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹																																																									
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																									
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位																																																									
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																									
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																																									
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹																																																									
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位																																																									
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																																																									
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																									

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																														
<p>監視計器一覧(9/9)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">事故時運転操作手順書(微候ベース) 「減圧冷却」等</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度 残留熱除去系(C)熱交換器入口温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱			事故時運転操作手順書(微候ベース) 「減圧冷却」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度 残留熱除去系(C)熱交換器入口温度	補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度		残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量		原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度		<p>監視計器一覧(9/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手順</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">(a) 残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力線1号電圧 M/C 2C電圧³ P/C 2C電圧³ M/C 2D電圧³ P/C 2D電圧³ 緊急用M/C電圧³ 緊急用P/C電圧³</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)¹ 残留熱除去系海水系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位¹</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域)¹ 原子炉水位(燃料域)¹ 原子炉水位(SA広帯域)¹ 原子炉水位(SA燃料域)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力¹ 原子炉圧力(SA)¹</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位¹</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>残留熱除去系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			(a) 残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力線1号電圧 M/C 2C電圧 ³ P/C 2C電圧 ³ M/C 2D電圧 ³ P/C 2D電圧 ³ 緊急用M/C電圧 ³ 緊急用P/C電圧 ³	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ¹ 残留熱除去系海水系系統流量 ¹	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力				<p>柏崎は比較表 86 ページに記載</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																														
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱																																																																
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「減圧冷却」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																													
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																													
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度 残留熱除去系(C)熱交換器入口温度																																																													
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量																																																													
	電源	M/C C電圧 M/C D電圧 M/C E電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 P/C E-1電圧 直流 125V 主母線盤 A電圧 直流 125V 主母線盤 B電圧 直流 125V 主母線盤 C電圧																																																														
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)																																																													
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)																																																													
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																													
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度																																																													
			残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量																																																													
原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度																																																																
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)																																																														
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																																																																
(a) 残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																													
		電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力線1号電圧 M/C 2C電圧 ³ P/C 2C電圧 ³ M/C 2D電圧 ³ P/C 2D電圧 ³ 緊急用M/C電圧 ³ 緊急用P/C電圧 ³																																																													
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ¹ 残留熱除去系海水系系統流量 ¹																																																													
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹																																																													
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) ¹ 原子炉水位(燃料域) ¹ 原子炉水位(SA広帯域) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹																																																													
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹																																																													
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹																																																													
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹																																																													
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力																																																													

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二			備考	
監視計器一覧（10 / 15）					
対応手順		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	柏崎は比較表 87 ページに記載	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水					
(a) 低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹		
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ¹ サプレッション・チェンバ圧力 ¹		
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 ¹		
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） ¹		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹		
		(a) 低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹
				原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹
原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹				
水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹				
補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力				
<p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二			備考																																
	<p>監視計器一覧（11 / 15）</p> <table border="1" data-bbox="1299 401 2427 1717"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 401 1665 474">対応手順</th> <th data-bbox="1665 401 2012 474">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2012 401 2427 474">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 474 2427 579"> 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 579 1581 1356" rowspan="7">(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水 / 海水）</td> <td data-bbox="1581 579 1665 1356" rowspan="7">判断基準</td> <td data-bbox="1665 579 2012 720">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2012 579 2427 720">原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）¹ 原子炉水位（燃料域）¹ 原子炉水位（SA広帯域）¹ 原子炉水位（SA燃料域）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 720 2012 793">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2012 720 2427 793">原子炉圧力¹ 原子炉圧力（SA）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 793 2012 867">格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="2012 793 2427 867">ドライウエル圧力¹ サブプレッション・チェンバ圧力¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 867 2012 919">格納容器内の温度</td> <td data-bbox="2012 867 2427 919">ドライウエル雰囲気温度¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 919 2012 993">格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="2012 919 2427 993">格納容器内水素濃度（SA）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 993 2012 1129">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="2012 993 2427 1129">残留熱除去系系統流量¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1129 2012 1356">補機監視機能</td> <td data-bbox="2012 1129 2427 1356">残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 1356 1581 1717" rowspan="4">水源の確保</td> <td data-bbox="1581 1356 1665 1717" rowspan="4">操作</td> <td data-bbox="1665 1356 2012 1497">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2012 1356 2427 1497">原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域）¹ 原子炉水位（燃料域）¹ 原子炉水位（SA広帯域）¹ 原子炉水位（SA燃料域）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1497 2012 1570">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2012 1497 2427 1570">原子炉圧力¹ 原子炉圧力（SA）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1570 2012 1644">原子炉圧力容器への注水量</td> <td data-bbox="2012 1570 2427 1644">低圧代替注水系原子炉注水流量¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1644 2012 1717">水源の確保</td> <td data-bbox="2012 1644 2427 1717">代替淡水貯槽水位¹</td> </tr> </tbody> </table>			対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水			(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水 / 海水）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ¹ サブプレッション・チェンバ圧力 ¹	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ¹	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） ¹	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	水源の確保	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹	水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹	<p>柏崎は比較表 89 ページに記載</p>
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																		
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水																																				
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水 / 海水）	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹																																	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹																																	
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ¹ サブプレッション・チェンバ圧力 ¹																																	
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ¹																																	
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） ¹																																	
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹																																	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																																	
水源の確保	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹																																	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹																																	
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹																																	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ¹																																	
<p>1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。</p>																																				

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二			備考	
監視計器一覧（12 / 15）					
対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	東二固有の対応	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水					
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却		判断基準	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹
			原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹
			格納容器内の圧力		ドライウェル圧力 ¹ サブプレッション・チェンバ圧力 ¹
			格納容器内の温度		ドライウェル雰囲気温度 ¹
			格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度（SA） ¹
			原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹
			補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
			水源の確保		サブプレッション・プール水位 ¹
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹	
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	
			原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹	
			水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	
			補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	
1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二			備考	
監視計器一覧（13 / 15）					
対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	柏崎は比較表 88 ページに記載	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a . 低圧代替注水					
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹		
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ¹ サブプレッション・チェンバ圧力 ¹		
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ¹		
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） ¹		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位		
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹	
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹				
水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位				
補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力				
1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二			備考	
	監視計器一覧（14 / 15）			東二固有の対応	
	対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）		
	1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水				
	(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹
			原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹
			格納容器内の圧力		ドライウエル圧力 ¹ サプレッション・チェンバ圧力 ¹
			格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 ¹
			格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度（SA） ¹
			原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量 ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ¹
			補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位			
	操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹	
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	
			原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ¹	
			水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
			補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
	1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。				

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二			備考	
監視計器一覧（15 / 15）					
対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）		
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧					
(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱		判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	
			電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧 154kV原子力線1号電圧 M/C 2C電圧 ³ P/C 2C電圧 ³ M/C 2D電圧 ³ P/C 2D電圧 ³ 緊急用M/C電圧 ³ 緊急用P/C電圧 ³	
			最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器） ¹ 残留熱除去系海水系系統流量 ¹	
		操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（SA広帯域） ¹ 原子炉水位（SA燃料域） ¹	
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力（SA） ¹	
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ¹	
			補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
			最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度 ¹ 残留熱除去系系統流量 ¹	
1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。 2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。 3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。					

柏崎は比較表 90 ページに記載

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																		
<p style="text-align: center;">表 1.4.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備</p> <table border="1" data-bbox="204 409 1169 1060"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等</td> <td>復水移送ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源	<p style="text-align: center;">第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備</p> <table border="1" data-bbox="1302 399 2418 1619"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M/C 2C M/C 2D</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V / 240V計装用主母線盤 2A 120V / 240V計装用主母線盤 2B 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	低圧代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 MCC 2C系	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M/C 2C M/C 2D	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	代替循環冷却系弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V / 240V計装用主母線盤 2A 120V / 240V計装用主母線盤 2B 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤	
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																		
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC																																		
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系（6号炉のみ） AM用MCC																																		
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系																																		
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC																																		
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																																		
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																		
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低 圧時に発電用原子炉を冷却する ための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																		
	低圧代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC																																		
	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 MCC 2C系																																		
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M/C 2C M/C 2D																																		
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系																																		
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																		
	代替循環冷却系弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																		
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V / 240V計装用主母線盤 2A 120V / 240V計装用主母線盤 2B 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤																																		

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>原子炉低圧時の冷却機能喪失</p> <p>凡例 □ : AND条件 △ : OR条件 □ : フロントライン系の対応 □ : サポート系の対応</p> <p>フロントライン系 ※1 RHR A機能喪失 RHR B機能喪失 RHR C機能喪失 RHR Ix 故障 RHR IIx 故障 RHR IIIx 故障 S/P ストリーナ</p> <p>サポート系 ※2 ROW機能喪失 RSW機能喪失 静的機器 配管 ストリーナ ROWポンプ RSWポンプ 井</p> <p>補助冷却系 故障 ※3 駆動源喪失 (AC電源) P/G故障 M/G故障 D/G機能喪失 外部電源喪失</p> <p>駆動源喪失 (DC電源) ※4 主母線器故障 遮断器故障 蓄電池機能喪失 AC電源喪失</p> <p>注: RHR C系は、④、⑤の対応手段は対象外</p> <p>フロントライン系故障時の対応手段 ①: 低圧代替注水系(常設)による原子炉の冷却(原子炉運転中、原子炉停止中) ②: 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(原子炉運転中、原子炉停止中) ③: 消火系による原子炉の冷却(原子炉運転中、原子炉停止中) サポート系故障時の対応手段 ④: 常設代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧 ⑤: 常設代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧</p> <p>図 1.4.1 機能喪失原因対策分析(1/2)</p>	<p>原子炉低圧時の冷却機能喪失</p> <p>凡例 □ : AND条件 △ : OR条件 □ : フロントライン系の対応 □ : サポート系の対応</p> <p>フロントライン系 ※1 RHR A機能喪失 RHR B機能喪失 RHR C機能喪失 RHR Ix 故障 RHR IIx 故障 RHR IIIx 故障 S/P ストリーナ</p> <p>サポート系 ※2 ROW機能喪失 RSW機能喪失 静的機器 配管 ストリーナ ROWポンプ RSWポンプ 井</p> <p>補助冷却系 故障 ※3 駆動源喪失 (AC電源) P/G故障 M/G故障 D/G機能喪失 外部電源喪失</p> <p>駆動源喪失 (DC電源) ※4 主母線器故障 遮断器故障 蓄電池機能喪失 AC電源喪失</p> <p>注: RHR C系は、④、⑤の対応手段は対象外</p> <p>図 1.4.1 機能喪失原因対策分析(1/3)</p>	<p>黄色以外の色分けについては、相違箇所を示すものではなく系統状態・凡例を表記(以下同様)</p> <p>注1: 低圧圧スプレイス系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における原子炉注水手段は対象外である。 注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>凡例 ◻：AND条件 ◻：OR条件 ◻：フロントライン系の対応 ◻：サポート系の対応</p> <p>※5</p>	<p>凡例 ◻：AND条件 ◻：OR条件 ◻：フロントライン系の対応 ◻：サポート系の対応</p> <p>※5</p> <p>① 低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水 ・可搬型代替注水ポンプ ・可搬型代替注水配管 ・可搬型代替注水タンク</p> <p>② 低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水 ・可搬型代替注水ポンプ ・可搬型代替注水配管 ・可搬型代替注水タンク</p> <p>③ 低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水 ・可搬型代替注水ポンプ ・可搬型代替注水配管 ・可搬型代替注水タンク</p>	<p>備考</p> <p>注1：低圧中心スプレイ系については、常設代替交流電源確保による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時に、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。</p> <p>注2：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。</p> <p>第 1.4 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 3)</p>

図 1.4.1 機能喪失原因対策分析 (2/2)

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>① 残留熱除去系（圧注水系）復旧後の原子炉注水 【全交流動力電源喪失時】 ・残留熱除去系（圧注水系）ポンプ ・残留熱除去系熱交換機 ・オフショールポンプ ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>② 残留熱除去系（圧注水系）復旧後の原子炉注水 【全交流動力電源喪失時】 ・残留熱除去系（圧注水系）ポンプ ・残留熱除去系熱交換機 ・オフショールポンプ ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>③ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉冷却 【全交流動力電源喪失時】 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ ・残留熱除去系熱交換機 ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>④ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉冷却 【全交流動力電源喪失時】 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ ・残留熱除去系熱交換機 ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>注1：低圧炉心スプレイス系については、常設代替交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時に復旧後の原子炉注水手段は対象外である。 注2：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉冷却手段は対象外である。 注3：残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する</p> <p>第1.4-1図 機能喪失原因対策分析（3/3）</p>	<p>備考</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																																																																																																																																																																														
<p style="text-align: center;">フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段</p> <p style="text-align: center;">凡例： フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>故障想定機器</th> <th>故障要因1</th> <th>故障要因2</th> <th>故障要因3</th> <th>故障要因4</th> <th>故障要因5</th> <th>故障要因6</th> <th>故障要因7</th> <th>故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">低圧注水系統機能喪失</td> <td rowspan="15">RHR A機能喪失 ※1</td> <td>RHRポンプ故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>弁故障</td> <td>RHR Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静的機器故障</td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>水漏</td> <td>S/P</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">RCW機能喪失</td> <td>RCWポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>弁</td> <td>RCW Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機冷却系故障</td> <td>RCWポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>弁</td> <td>配管</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">※2</td> <td>静的機器故障</td> <td>RCW Hx</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管</td> <td>ストレーナ</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (AC, DC 電源)</td> <td>※3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>※4</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (AC電源)</td> <td>※3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>※3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">M/C故障</td> <td>D/G機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主母線短絡</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>遮断器故障</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蓄電池機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>充電器機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">駆動源喪失 (DC電源)</td> <td>直流電源供給機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>※4</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">充電器機能喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>AC電源喪失</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RHR B機能喪失</td> <td>※1同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RHR C機能喪失</td> <td>※1同様</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	低圧注水系統機能喪失	RHR A機能喪失 ※1	RHRポンプ故障							弁故障	RHR Hx						静的機器故障	配管							水漏	S/P						RCW機能喪失	RCWポンプ							弁	RCW Hx						補機冷却系故障	RCWポンプ							弁	配管						※2	静的機器故障	RCW Hx						配管	ストレーナ						駆動源喪失 (AC, DC 電源)	※3							※4							駆動源喪失 (AC電源)	※3							※3							M/C故障	D/G機能喪失							外部電源喪失							主母線短絡								遮断器故障							蓄電池機能喪失								充電器機能喪失							駆動源喪失 (DC電源)	直流電源供給機能喪失							※4							充電器機能喪失								AC電源喪失							RHR B機能喪失	※1同様							RHR C機能喪失	※1同様								<p style="text-align: center;">柏崎固有の記載</p>
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8																																																																																																																																																																																																								
低圧注水系統機能喪失	RHR A機能喪失 ※1	RHRポンプ故障																																																																																																																																																																																																														
		弁故障	RHR Hx																																																																																																																																																																																																													
		静的機器故障	配管																																																																																																																																																																																																													
			水漏	S/P																																																																																																																																																																																																												
		RCW機能喪失	RCWポンプ																																																																																																																																																																																																													
			弁	RCW Hx																																																																																																																																																																																																												
		補機冷却系故障	RCWポンプ																																																																																																																																																																																																													
			弁	配管																																																																																																																																																																																																												
		※2	静的機器故障	RCW Hx																																																																																																																																																																																																												
			配管	ストレーナ																																																																																																																																																																																																												
		駆動源喪失 (AC, DC 電源)	※3																																																																																																																																																																																																													
			※4																																																																																																																																																																																																													
		駆動源喪失 (AC電源)	※3																																																																																																																																																																																																													
			※3																																																																																																																																																																																																													
		M/C故障	D/G機能喪失																																																																																																																																																																																																													
外部電源喪失																																																																																																																																																																																																																
主母線短絡																																																																																																																																																																																																																
	遮断器故障																																																																																																																																																																																																															
蓄電池機能喪失																																																																																																																																																																																																																
	充電器機能喪失																																																																																																																																																																																																															
駆動源喪失 (DC電源)	直流電源供給機能喪失																																																																																																																																																																																																															
	※4																																																																																																																																																																																																															
充電器機能喪失																																																																																																																																																																																																																
	AC電源喪失																																																																																																																																																																																																															
RHR B機能喪失	※1同様																																																																																																																																																																																																															
RHR C機能喪失	※1同様																																																																																																																																																																																																															
<p>本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。</p>																																																																																																																																																																																																																
<p style="text-align: center;">図 1.4.1 機能喪失原因対策分析(補足)</p>																																																																																																																																																																																																																

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>図 1.4.2 EOP 原子炉制御「水位確保」における対応フロー</p>	<p>第 1.4 - 2 図 非常時運転手順書（徴候ベース）原子炉制御「水位確保」における対応フロー</p>	<p>黄色以外の色分けについては、相違箇所を示すものではなく系統状態・凡例を表記（以下同様）</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>図 1.4.3 EOP 不測事態「水位回復」における対応フロー</p>		<p>第1.4-3図 非常時運転手順書（徴候ベース）不測事態「水位回復」における対応フロー</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
		<p>備考</p>
<p>図 1.4.4 SOP 「注水-4」における対応フロー</p>		
<p>第1.4-4図 非常時運転手順書（シビアアクシデント）「注水-4」における対応フロー</p>		

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考				
	<table border="1" data-bbox="1371 1669 1914 1753"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>残留熱除去系注入弁（A）</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ④：操作手順番号を示す。</p> <p>第 1.4 - 5 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	④	残留熱除去系注入弁（A）	<p>黄色以外の色分けについては、相違箇所を示すものではなく系統状態・凡例を表記（以下同様）</p> <p>柏崎は比較表 138 ページに記載</p>
操作手順	弁名称					
④	残留熱除去系注入弁（A）					

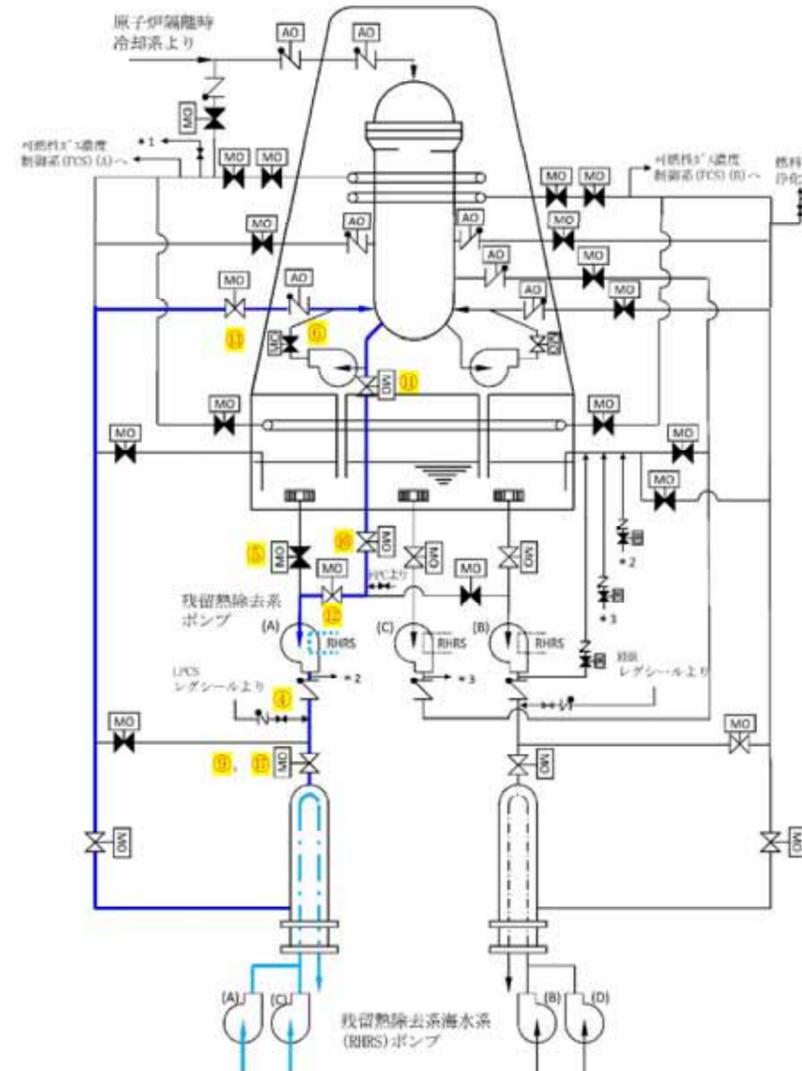
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
		<p>東二固有の対応</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																		
	 <table border="1" data-bbox="1409 1449 2033 1753"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>残留熱除去系（A）レグシールライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>残留熱除去系（A）ポンプ入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子炉再循環（A）ポンプ出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑨、⑬</td> <td>残留熱除去系熱交換器（A）入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>残留熱除去系外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑪</td> <td>残留熱除去系内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑫</td> <td>残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑬</td> <td>残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ①：操作手順番号を示す。</p> <p>（凡例） ：ポンプ ：空気作動弁 ：電動弁 ：逆止弁 ：手動弁</p>	操作手順	弁名称	④	残留熱除去系（A）レグシールライン弁	⑤	残留熱除去系（A）ポンプ入口弁	⑥	原子炉再循環（A）ポンプ出口弁	⑨、⑬	残留熱除去系熱交換器（A）入口弁	⑩	残留熱除去系外側隔離弁	⑪	残留熱除去系内側隔離弁	⑫	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁	⑬	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁	<p>柏崎は比較表 139 ページに記載</p>
操作手順	弁名称																			
④	残留熱除去系（A）レグシールライン弁																			
⑤	残留熱除去系（A）ポンプ入口弁																			
⑥	原子炉再循環（A）ポンプ出口弁																			
⑨、⑬	残留熱除去系熱交換器（A）入口弁																			
⑩	残留熱除去系外側隔離弁																			
⑪	残留熱除去系内側隔離弁																			
⑫	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁																			
⑬	残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁																			
<p>第 1.4 - 7 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 概要図</p>																				

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

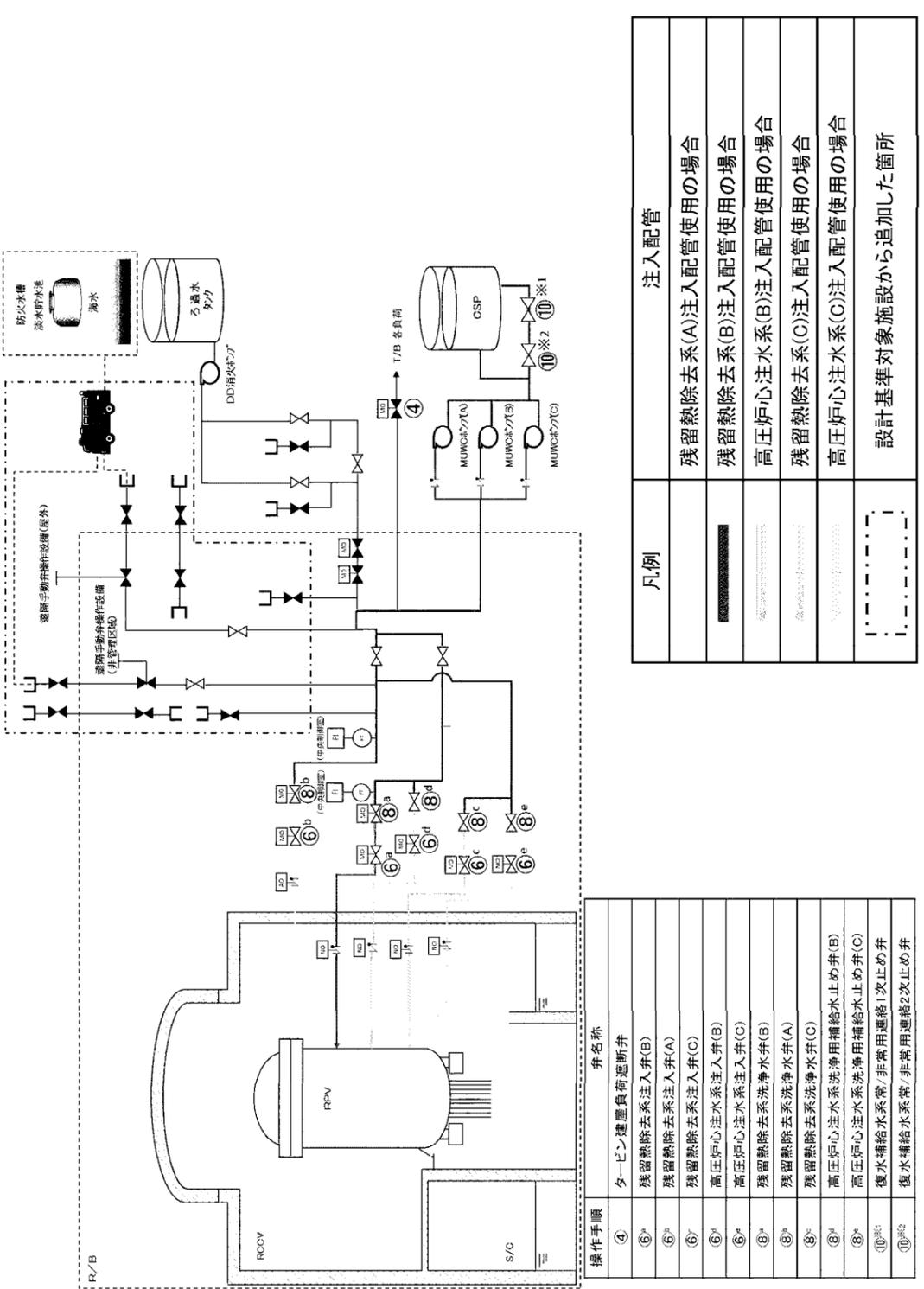
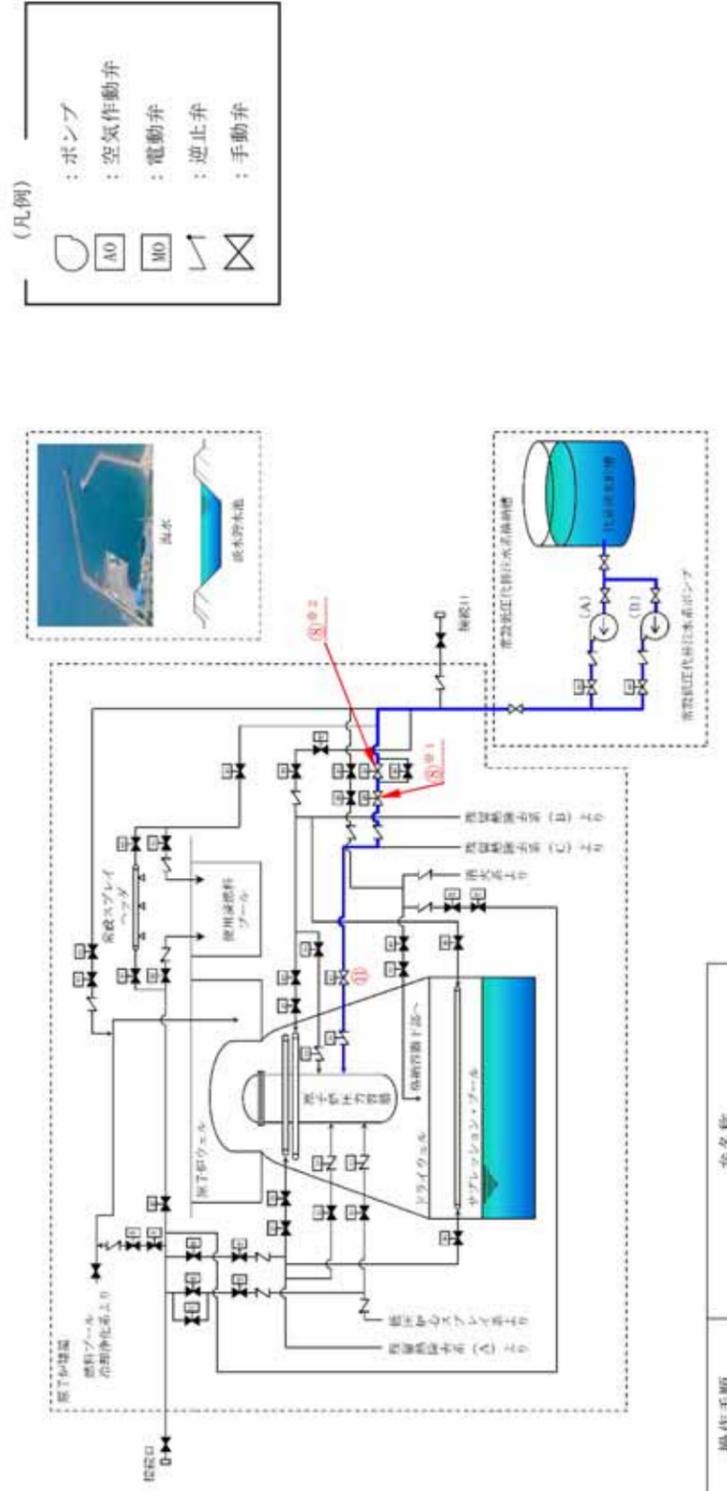
柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																		
 <table border="1" data-bbox="771 378 1172 1123"> <thead> <tr> <th>凡例</th> <th>注入配管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Symbol]</td> <td>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[Symbol]</td> <td>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[Symbol]</td> <td>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[Symbol]</td> <td>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[Symbol]</td> <td>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[Symbol]</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="771 1396 1172 1837"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>タービン建屋負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^a</td> <td>残留熱除去系注入弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑥^b</td> <td>残留熱除去系注入弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑥^c</td> <td>残留熱除去系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑥^d</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑥^e</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑧^a</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑧^b</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑧^c</td> <td>残留熱除去系洗浄水弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑧^d</td> <td>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑧^e</td> <td>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑩^a</td> <td>復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^b</td> <td>復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> </tbody> </table>	凡例	注入配管	[Symbol]	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合	[Symbol]	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合	[Symbol]	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合	[Symbol]	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合	[Symbol]	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合	[Symbol]	設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	④	タービン建屋負荷遮断弁	⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)	⑥ ^b	残留熱除去系注入弁(A)	⑥ ^c	残留熱除去系注入弁(C)	⑥ ^d	高圧炉心注水系注入弁(B)	⑥ ^e	高圧炉心注水系注入弁(C)	⑧ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)	⑧ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)	⑧ ^c	残留熱除去系洗浄水弁(C)	⑧ ^d	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	⑧ ^e	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	⑩ ^a	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑩ ^b	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	 <table border="1" data-bbox="2047 1323 2196 1869"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥^{a1}</td> <td>原子炉注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^{a2}</td> <td>原子炉圧力容器注水流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>残留熱除去系注入弁 (C)</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ①：操作手順番号を示す。 ※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。</p>	操作手順	弁名称	⑥ ^{a1}	原子炉注水弁	⑧ ^{a2}	原子炉圧力容器注水流量調整弁	⑩	残留熱除去系注入弁 (C)	<p>第1.4-8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図</p>
凡例	注入配管																																																			
[Symbol]	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合																																																			
[Symbol]	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合																																																			
[Symbol]	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合																																																			
[Symbol]	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合																																																			
[Symbol]	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合																																																			
[Symbol]	設計基準対象施設から追加した箇所																																																			
操作手順	弁名称																																																			
④	タービン建屋負荷遮断弁																																																			
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)																																																			
⑥ ^b	残留熱除去系注入弁(A)																																																			
⑥ ^c	残留熱除去系注入弁(C)																																																			
⑥ ^d	高圧炉心注水系注入弁(B)																																																			
⑥ ^e	高圧炉心注水系注入弁(C)																																																			
⑧ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																																			
⑧ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)																																																			
⑧ ^c	残留熱除去系洗浄水弁(C)																																																			
⑧ ^d	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)																																																			
⑧ ^e	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)																																																			
⑩ ^a	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																																																			
⑩ ^b	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																																																			
操作手順	弁名称																																																			
⑥ ^{a1}	原子炉注水弁																																																			
⑧ ^{a2}	原子炉圧力容器注水流量調整弁																																																			
⑩	残留熱除去系注入弁 (C)																																																			

図 1.4.5 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考																																										
<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th> <th>10</th> <th>15</th> <th>20</th> <th>25</th> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)</td> <td>中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考	5	10	15	20	25	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2							<p>12分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</p> <p>通信手段確保、電源確認 ハイパス流防止処置、ポンプ起動 系統構成 注水開始、注水状況確認 移動、CSP水源確保</p>	<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th> <th>10</th> <th>15</th> <th>20</th> <th>25</th> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)</td> <td>中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考	5	10	15	20	25	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2							<p>12分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</p> <p>通信手段確保、電源確認 ハイパス流防止処置、ポンプ起動 系統構成 注水開始、注水状況確認 移動、CSP水源確保</p>	
手順の項目			要員(数)	経過時間(分)					備考																																					
	5	10		15	20	25																																								
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2																																													
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考																																							
		5	10	15	20	25																																								
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2																																													
<p>図 1.4.6 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート</p>		<p>図 1.4.7 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート</p>																																												
<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要要員数</th> <th colspan="9">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</td> <td>運転員等① (中央制御室) 2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </table>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考	1	2	3	4	5	6	7	8	9	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員等① (中央制御室) 2												<p>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 9分</p> <p>必要な負荷の電源切替操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※2) 系統構成、注水開始操作</p>	<p>1：原子炉運転停止中の当重要員の体制における低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は9分以内と想定する。 2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。</p> <p>第1.4-9図 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 タイムチャート</p>										
手順の項目			実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考																																	
	1	2		3	4	5	6	7	8	9																																				
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員等① (中央制御室) 2																																													
				<p>対応手段の相違</p>																																										

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二	備考
手順の項目	要員(数)		
	40分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用)	中央制御室運転員 A、B 2		
	現場運転員 C、D 2		
図 1.4.8 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート			
手順の項目	要員(数)		
	25分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(高圧炉心注水系(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A、B 2		
	現場運転員 C、D 2		
図 1.4.9 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート			
			対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二	備考
手順の項目 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 （高圧炉心注水系（C）注入配管使用）	要員（数） 中央制御室運転員 A、B 2 現場運転員 C、D 2		対応手段の相違
	経過時間（分） 30分 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 通電手段確保、電線確認 バイパス流防止処置、ポンプ起動 注水状況確認 移動、系統構成 注入開始前開操作 移動、GSP水源確保		

図 1.4.10 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系（C）注入配管使用）タイムチャート

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

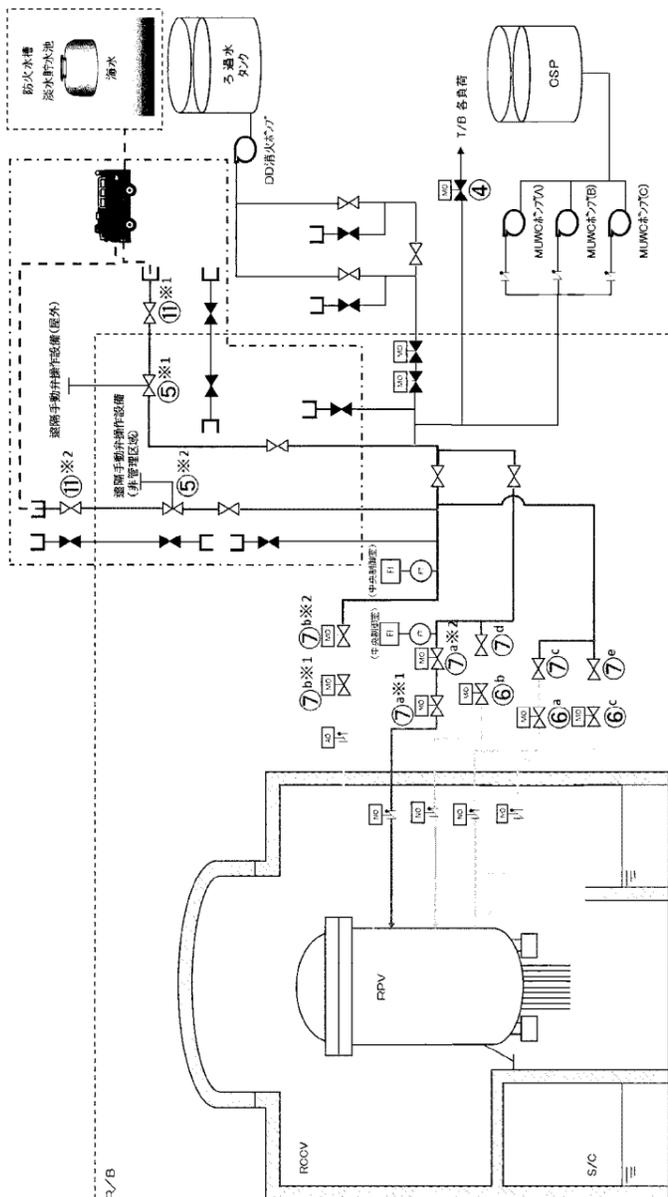
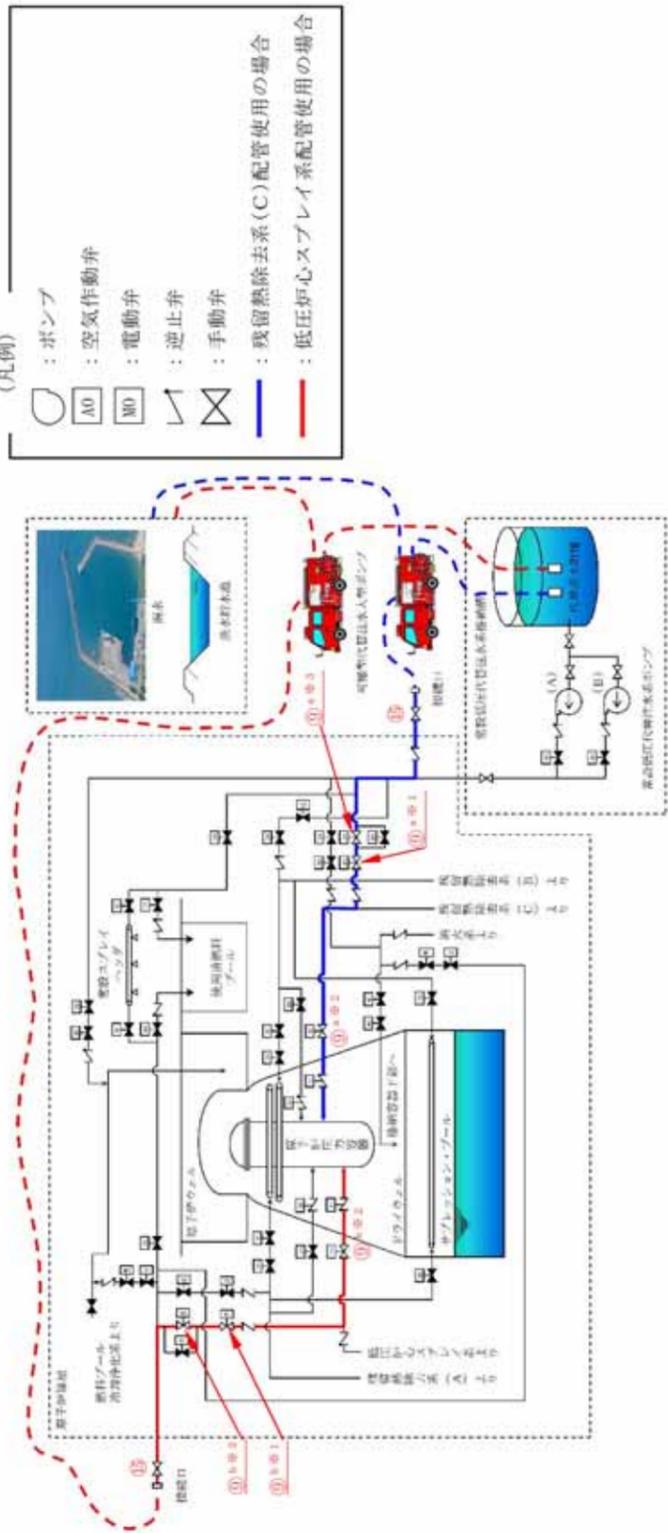
柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																														
 <table border="1" data-bbox="816 1344 1187 1806"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>タービン連置負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^a1</td> <td>MUWC接続口内側隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑤^b1</td> <td>MUWC接続口内側隔離弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑥^a</td> <td>残留熱除去系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑥^b</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑥^c</td> <td>高圧炉心注水系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑦^a1</td> <td>残留熱除去系注入弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑦^a2</td> <td>残留熱除去系洗浄弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑦^b1</td> <td>残留熱除去系注入弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑦^b2</td> <td>残留熱除去系洗浄弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑦^c</td> <td>残留熱除去系注入弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑦^c</td> <td>高圧炉心注水系洗浄用種給水止め弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑦^c</td> <td>高圧炉心注水系洗浄用種給水止め弁(C)</td> </tr> <tr> <td>⑧^a1</td> <td>MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)</td> </tr> <tr> <td>⑧^a2</td> <td>MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="816 388 1172 1207"> <thead> <tr> <th>凡例</th> <th>注入配管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td></td> <td>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td></td> <td>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	④	タービン連置負荷遮断弁	⑤ ^a 1	MUWC接続口内側隔離弁(B)	⑤ ^b 1	MUWC接続口内側隔離弁(A)	⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(C)	⑥ ^b	高圧炉心注水系注入弁(B)	⑥ ^c	高圧炉心注水系注入弁(C)	⑦ ^a 1	残留熱除去系注入弁(B)	⑦ ^a 2	残留熱除去系洗浄弁(B)	⑦ ^b 1	残留熱除去系注入弁(A)	⑦ ^b 2	残留熱除去系洗浄弁(A)	⑦ ^c	残留熱除去系注入弁(C)	⑦ ^c	高圧炉心注水系洗浄用種給水止め弁(B)	⑦ ^c	高圧炉心注水系洗浄用種給水止め弁(C)	⑧ ^a 1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)	⑧ ^a 2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)	凡例	注入配管		残留熱除去系(A)注入配管使用の場合		残留熱除去系(B)注入配管使用の場合		高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合		残留熱除去系(C)注入配管使用の場合		高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合		設計基準対象施設から追加した箇所	 <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ : ポンプ □ A0 : 空気作動弁 □ M0 : 電動弁 △ : 逆止弁 ⊗ : 手動弁 — (Blue) : 残留熱除去系(C)配管使用の場合 — (Red) : 低圧炉心スプレイス配管使用の場合 <table border="1" data-bbox="2018 798 2166 1879"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑧^a1, b1</td> <td>原子炉注水弁</td> <td>⑧^a3, b3</td> <td>原子炉压力容器注水流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^a2</td> <td>残留熱除去系注入弁(C)</td> <td>⑧^b</td> <td>西側接続口又は東側接続口の弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^b1</td> <td>低圧炉心スプレイス注入弁</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ①：操作手順番号を示す。 a：操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。 ※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。</p>	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	⑧ ^a 1, b1	原子炉注水弁	⑧ ^a 3, b3	原子炉压力容器注水流量調整弁	⑧ ^a 2	残留熱除去系注入弁(C)	⑧ ^b	西側接続口又は東側接続口の弁	⑧ ^b 1	低圧炉心スプレイス注入弁			<p>第1.4 - 10図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水） 概要図</p>
操作手順	弁名称																																																															
④	タービン連置負荷遮断弁																																																															
⑤ ^a 1	MUWC接続口内側隔離弁(B)																																																															
⑤ ^b 1	MUWC接続口内側隔離弁(A)																																																															
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(C)																																																															
⑥ ^b	高圧炉心注水系注入弁(B)																																																															
⑥ ^c	高圧炉心注水系注入弁(C)																																																															
⑦ ^a 1	残留熱除去系注入弁(B)																																																															
⑦ ^a 2	残留熱除去系洗浄弁(B)																																																															
⑦ ^b 1	残留熱除去系注入弁(A)																																																															
⑦ ^b 2	残留熱除去系洗浄弁(A)																																																															
⑦ ^c	残留熱除去系注入弁(C)																																																															
⑦ ^c	高圧炉心注水系洗浄用種給水止め弁(B)																																																															
⑦ ^c	高圧炉心注水系洗浄用種給水止め弁(C)																																																															
⑧ ^a 1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)																																																															
⑧ ^a 2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)																																																															
凡例	注入配管																																																															
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合																																																															
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合																																																															
	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合																																																															
	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合																																																															
	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合																																																															
	設計基準対象施設から追加した箇所																																																															
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称																																																													
⑧ ^a 1, b1	原子炉注水弁	⑧ ^a 3, b3	原子炉压力容器注水流量調整弁																																																													
⑧ ^a 2	残留熱除去系注入弁(C)	⑧ ^b	西側接続口又は東側接続口の弁																																																													
⑧ ^b 1	低圧炉心スプレイス注入弁																																																															

図 1.4.11 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水 / 海水） 概要図

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 95分 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水） （残留熱除去系（B）注入配管使用） [防火水槽を水源とした場合]	要員(数)	要員(数)	要員(数)	
	2	2	3	
	中央制御室運転員 A、B	現場運転員 C、D	緊急時対策要員	
	通信手段確認、電源確認 ハイパス流防止措置、系統構成 移動、ユニハンドラードリンク機構取り外し 緊急時対策所へ大減速台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台移動～配置 送水準備（淡水または海水） 送水、注水開始	移動、ユニハンドラードリンク機構取り外し 緊急時対策所へ大減速台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台移動～配置 送水準備（淡水または海水） 送水、注水開始	移動、ユニハンドラードリンク機構取り外し 緊急時対策所へ大減速台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台移動～配置 送水準備（淡水または海水） 送水、注水開始	
経過時間(分)	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	備考
			手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 170分 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水） （現場操作） （残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）	
	2	6	8	
	中央制御室運転員 A、B	運転員等（現場）	重大事故等対応要員	
	通信手段確認、電源確認 ハイパス流防止措置、系統構成 移動、ユニハンドラードリンク機構取り外し 緊急時対策所へ大減速台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）3台移動～配置 送水準備（淡水または海水） 送水、注水開始	移動、系統構成（※4） 準備 移動（南側保管場所～淡水貯水池） ポンプ設置 ホース巻戻 西側接続口蓋開放 ホース接続 送水準備、注水開始操作（※5）	準備 移動（南側保管場所～淡水貯水池） ポンプ設置 ホース巻戻 西側接続口蓋開放 ホース接続 送水準備、注水開始操作（※2）	淡水貯水池からの送水
	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	備考
				1：原子炉運転停止中の 当直要員 の体制における低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は 170分 以内と想定する。 2：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで 135分 以内と想定する。
				3：当直運転員3名及び重大事故等対応要員（運転操作対応）3名にて実施する。 4：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、系統構成は70分以内と想定する。 5：低圧炉心スプレー系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで 135分 以内と想定する。
				第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）タイムチャート
				対応手段の相違

図 1.4.12 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）（残留熱除去系（B）注入配管使用）タイムチャート（1/2）

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（B）注入配管使用） [淡水貯水池を水源とした場合]	要員(数)	経過時間(分)	備考	
	中央制御室運転員 A、B 2	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140		
	現場運転員 C、D 2	通信手段確保、電線確認 ハイパス流防止措置、系統構成 移動、ユニハンドラードリンク機構取り外し	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 120分 注水確認	
	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～淡水貯水池移動 貯水池出口弁「開」 淡水貯水池→一次減圧台移動 可搬型代替注水ポンプ（A-2機）1台移動～配管、送水ホース及び消防ホース接続完了後	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）2台移動～設置 送水準備 送水、注水開始	※ 昇降機 高台保安 場所への 移動は 10分と想 定する
	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～一次減圧台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ（A-2機）2台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ（A-2機）2台移動～設置	送水準備 送水、注水開始	

図 1.4.12 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）（残留熱除去系（B）注入配管使用）タイムチャート（2/2）

対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

		柏崎（平成29年1月26日）										東海第二										備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	10	20	30	40	50	60	70	80	90	
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (残留熱除去系(A)注水配管使用) 【防火水筒を水源とした場合】	中央制御室運転員 A、B	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 95分																				対応手段の相違
		通信手段確保、電源確認 バイパス流防止措置、系統構成 移動、ユニハンドラ・リンク機構取り外し																				
	現場運転員 C、D 緊急時対策要員																					
	※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する																					
荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。 図 1.4.13 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(A)注水配管使用) タイムチャート(1/2)																						

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（残留熱除去系（A）注入配管使用）タイムチャート（2/2） [淡水貯水池を水源とした場合] [淡水貯水池を水源とした場合]	10		
		15		
要員（数）		2		
中央制御室運転員 A、B	2			
現場運転員 C、D	2			
緊急時対策要員	2			
緊急時対策要員	2			
備考				

対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

		柏崎（平成29年1月26日）										東海第二										備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	10	20	30	40	50	60	70	80	90	
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (残留熱除去系(C)注水配管使用) [防氷氷槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	通信手段確保、電源確認 バイパス流防止措置 系統構成										低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 95分										
	現場運転員 C、D	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し										注水確認										
	緊急時対策要員	緊急時対策所～大浜高台移動 ※										系統構成(注入隔離弁開操作含む)										
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置										送水準備 送水 注水開始										
												※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する										

荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を使用する場合は、約 85 分で可能である。
 図 1.4.14 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート(1/2)

対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		経過時間(分)											備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (高圧炉心注水系(B)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B												低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 95分	
	現場運転員 C、D												注水確認	
	緊急時対策要員	通信手段確保、電源確認 ハイパス流防止措置、系統構成												
		移動、ユニハンドラ-リンク機構取り外し 系統構成 緊急時対策所~大浜高台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動~配置 送水準備 送水 注水開始												※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する 送水 ↑

荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を使用する場合は、約 85 分で可能である。
 図 1.4.15 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート(1/2)

対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) [淡水貯水池を水源とした場合]	要員(数)	経過時間(分)	備考	対応手段の相違成
	中央制御室遠隔員 A、B	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140		
	現場運転員 C、D	通信手段確保、電源確認 ハイパス流防止措置、系統構成 移動、ユニハンドラインク連動取り外し 系統構成	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 120分 注水確認	
	緊急時対応要員	緊急時対応要員～淡水貯水池移動 貯水池出口弁「閉」 淡水貯水池～大減圧器移動 可搬型代替注水ポンプ(A-2線)1台移動～配置、送水ライン張り及び健全性確認 送水ポンプ～淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始	送水準備 送水、注水開始	
	緊急時対応要員	緊急時対応要員～大減圧器移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ(A-2線)3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-2線)2台移動～配置	送水準備 送水、注水開始	

図 1.4.15 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート(2/2)

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

		柏崎（平成29年1月26日）										東海第二										備考		
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	10	20	30	40	50	60	70	80	90		100	110
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 95分																						
	現場運転員 C、D	通信手段確保、電源確認 ハイパス流防止措置、系統構成 移動、ユニハンドローリング機構取り外し 系統構成(注入隔離弁開操作含む)																						注水確認
	緊急時対策要員	緊急時対策所～大浜高台移動 ※ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置 送水準備 送水、注水開始																						※ 荒浜側 高台保管 場所への 移動は 10分と想 定する

荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。
 図 1.4.16 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) タイムチャート(1/2)

対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（高压炉心注水系（C）注入配管使用）タイムチャート（2/2） [淡水貯水池を水源とした場合]	要員（数）	経過時間（分）	備考	
	中央制御室運転員 A、B	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140		
	現場運転員 C、D			
	緊急時対応要員			
	緊急時対応要員			

図 1.4.16 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）（高压炉心注水系（C）注入配管使用）タイムチャート（2/2）

対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																				
	<div data-bbox="1460 352 2427 1381" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1460 1459 2053 1795" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤^①</td> <td>残留熱除去系注水配管分離弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^②</td> <td>残留熱除去系（A）ミニフロー弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^③</td> <td>残留熱除去系熱交換器（A）出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^④</td> <td>残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^①</td> <td>代替循環冷却系入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^②</td> <td>代替循環冷却系テストライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^③</td> <td>残留熱除去系注入弁（A）</td> </tr> <tr> <td>⑥^④</td> <td>代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^⑤</td> <td>代替循環冷却系テストライン弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="2092 1449 2380 1717" data-label="Diagram"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> : ポンプ : 空気作動弁 : 電動弁 : 逆止弁 : 手動弁 </div> <div data-bbox="1460 1795 2226 1879" data-label="Text"> <p>記載例 ①：操作手順番号を示す。 ※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。 第1.4 - 12図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図</p> </div>	操作手順	弁名称	⑤ ^①	残留熱除去系注水配管分離弁	⑤ ^②	残留熱除去系（A）ミニフロー弁	⑤ ^③	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁	⑤ ^④	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	⑥ ^①	代替循環冷却系入口弁	⑥ ^②	代替循環冷却系テストライン弁	⑥ ^③	残留熱除去系注入弁（A）	⑥ ^④	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	⑥ ^⑤	代替循環冷却系テストライン弁	<p>東二固有の対応</p>
操作手順	弁名称																					
⑤ ^①	残留熱除去系注水配管分離弁																					
⑤ ^②	残留熱除去系（A）ミニフロー弁																					
⑤ ^③	残留熱除去系熱交換器（A）出口弁																					
⑤ ^④	残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁																					
⑥ ^①	代替循環冷却系入口弁																					
⑥ ^②	代替循環冷却系テストライン弁																					
⑥ ^③	残留熱除去系注入弁（A）																					
⑥ ^④	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁																					
⑥ ^⑤	代替循環冷却系テストライン弁																					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>経過時間(分)</p> <p>備考</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水 35分</p> <p>注水開始操作</p> <p>系統構成</p> <p>1</p> <p>運転員等: (中央制御室)</p> <p>実施箇所・必要要員数</p> <p>手順の項目</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水</p> <p>1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水は35分以内と想定する。 第1.4 - 13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート</p>	<p>東二固有の対応</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

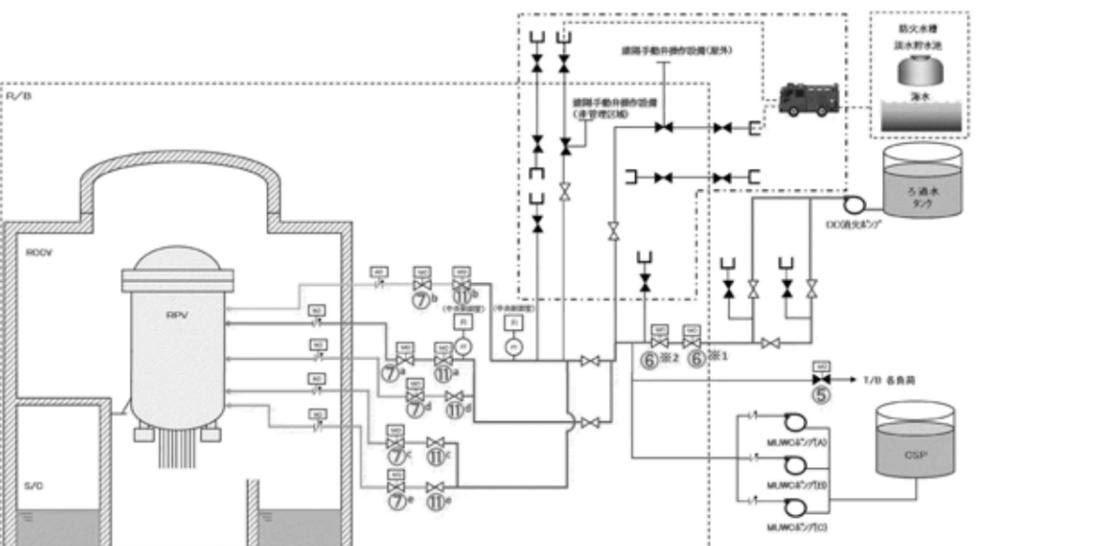
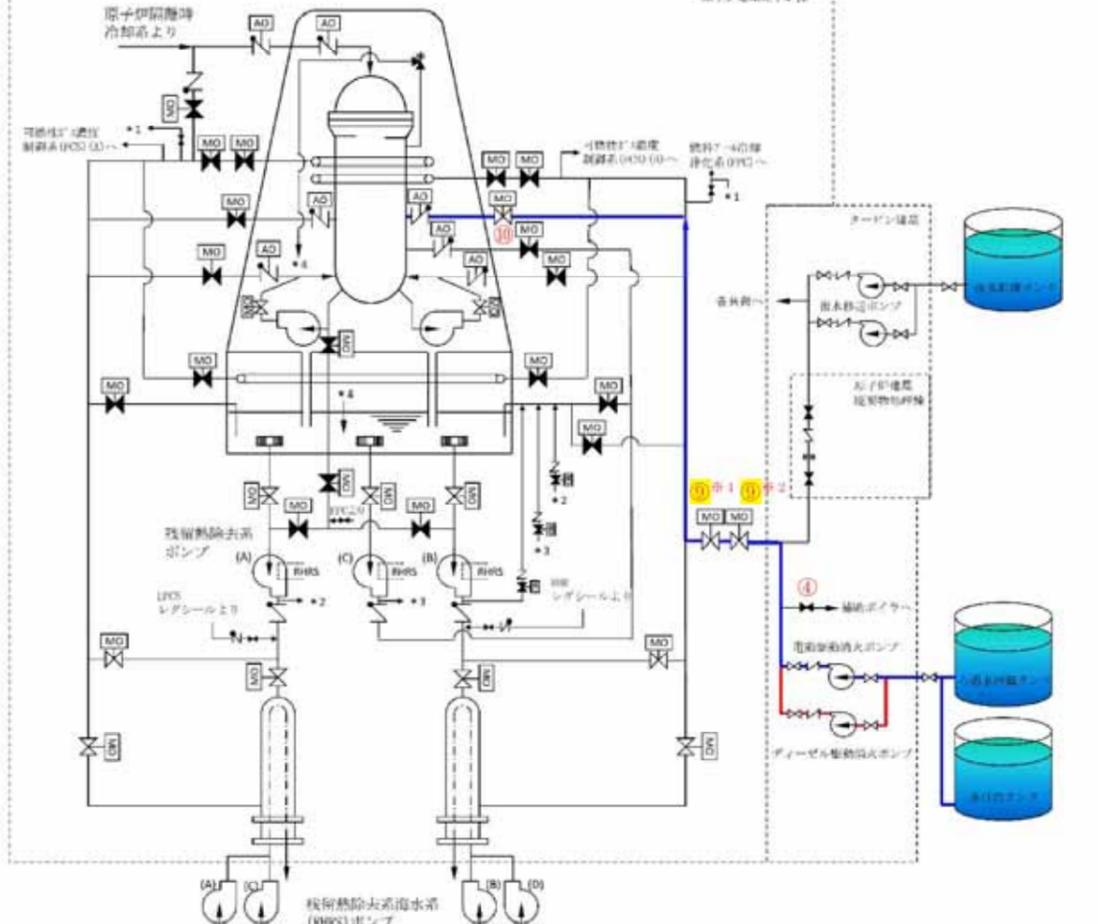
柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																																																																		
 <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>⑤</td><td>タービン建屋負荷遮断弁</td></tr> <tr><td>⑥^{※1}</td><td>復水補給水系消火系第1連絡弁</td></tr> <tr><td>⑥^{※2}</td><td>復水補給水系消火系第2連絡弁</td></tr> <tr><td>⑦</td><td>残留熱除去系注入弁(B)</td></tr> <tr><td>⑦</td><td>残留熱除去系注入弁(A)</td></tr> <tr><td>⑦</td><td>残留熱除去系注入弁(C)</td></tr> <tr><td>⑦</td><td>高圧炉心注水系注入弁(B)</td></tr> <tr><td>⑦</td><td>高圧炉心注水系注入弁(C)</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>残留熱除去系洗浄水弁(B)</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>残留熱除去系洗浄水弁(A)</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>残留熱除去系洗浄水弁(C)</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)</td></tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>凡例</th> <th>注入配管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[線]</td> <td>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[線]</td> <td>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[線]</td> <td>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[線]</td> <td>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[線]</td> <td>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</td> </tr> <tr> <td>[]</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	⑤	タービン建屋負荷遮断弁	⑥ ^{※1}	復水補給水系消火系第1連絡弁	⑥ ^{※2}	復水補給水系消火系第2連絡弁	⑦	残留熱除去系注入弁(B)	⑦	残留熱除去系注入弁(A)	⑦	残留熱除去系注入弁(C)	⑦	高圧炉心注水系注入弁(B)	⑦	高圧炉心注水系注入弁(C)	⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)	⑩	残留熱除去系洗浄水弁(A)	⑩	残留熱除去系洗浄水弁(C)	⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	凡例	注入配管	[線]	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合	[線]	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合	[線]	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合	[線]	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合	[線]	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合	[]	設計基準対象施設から追加した箇所	 <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>④</td><td>補助ボイラ冷却水元弁</td></tr> <tr><td>⑨^{※1, ※2}</td><td>残留熱除去系(B)消火系ライン弁</td></tr> <tr><td>⑩</td><td>残留熱除去系注入弁(B)</td></tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">(凡例)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>[ポンプ記号]</td><td>：ポンプ</td></tr> <tr><td>[AO記号]</td><td>：空気作動弁</td></tr> <tr><td>[MO記号]</td><td>：電動弁</td></tr> <tr><td>[逆止弁記号]</td><td>：逆止弁</td></tr> <tr><td>[手動弁記号]</td><td>：手動弁</td></tr> <tr><td>[青線]</td><td>：電動駆動消火ポンプ使用の場合</td></tr> <tr><td>[赤線]</td><td>：ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合</td></tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨ ^{※1, ※2}	残留熱除去系(B)消火系ライン弁	⑩	残留熱除去系注入弁(B)	(凡例)		[ポンプ記号]	：ポンプ	[AO記号]	：空気作動弁	[MO記号]	：電動弁	[逆止弁記号]	：逆止弁	[手動弁記号]	：手動弁	[青線]	：電動駆動消火ポンプ使用の場合	[赤線]	：ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合	<p>備考</p>
操作手順	弁名称																																																																			
⑤	タービン建屋負荷遮断弁																																																																			
⑥ ^{※1}	復水補給水系消火系第1連絡弁																																																																			
⑥ ^{※2}	復水補給水系消火系第2連絡弁																																																																			
⑦	残留熱除去系注入弁(B)																																																																			
⑦	残留熱除去系注入弁(A)																																																																			
⑦	残留熱除去系注入弁(C)																																																																			
⑦	高圧炉心注水系注入弁(B)																																																																			
⑦	高圧炉心注水系注入弁(C)																																																																			
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																																																			
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(A)																																																																			
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(C)																																																																			
⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)																																																																			
⑩	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)																																																																			
凡例	注入配管																																																																			
[線]	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合																																																																			
[線]	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合																																																																			
[線]	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合																																																																			
[線]	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合																																																																			
[線]	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合																																																																			
[]	設計基準対象施設から追加した箇所																																																																			
操作手順	弁名称																																																																			
④	補助ボイラ冷却水元弁																																																																			
⑨ ^{※1, ※2}	残留熱除去系(B)消火系ライン弁																																																																			
⑩	残留熱除去系注入弁(B)																																																																			
(凡例)																																																																				
[ポンプ記号]	：ポンプ																																																																			
[AO記号]	：空気作動弁																																																																			
[MO記号]	：電動弁																																																																			
[逆止弁記号]	：逆止弁																																																																			
[手動弁記号]	：手動弁																																																																			
[青線]	：電動駆動消火ポンプ使用の場合																																																																			
[赤線]	：ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合																																																																			

図 1.4.17 消火系による原子炉注水 概要図

第 1.4-14 図 消火系による原子炉注水 概要図

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 消火系による原子炉注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	要員(数)	2		経過時間(分) 30分 消火系による原子炉注水 通信手段確保、電源確保確認 系統構成、ハイパス流防止処置 注水開始、注水状況確認 電源確保 消火ポンプ起動
	中央制御室運転員 A、B			
	現場運転員 C、D			
	緊急時対策要員			
図 1.4.18 消火系による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート				
手順の項目 消火系による原子炉注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	要員(数)	2		経過時間(分) 30分 消火系による原子炉注水 通信手段確保、電源確保確認 ハイパス流防止処置、系統構成 注水開始、注水状況確認 電源確保 消火ポンプ起動
	中央制御室運転員 A、B			
	現場運転員 C、D			
	緊急時対策要員			
図 1.4.19 消火系による原子炉注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート				
手順の項目 消火系による原子炉注水	実施箇所・必要要員数	1	2	経過時間(分) 消火系による原子炉注水 50分 必要な負荷の電源切替操作 系統構成、注水開始操作 移動、系統構成
	運転員等 ^{※1} (中央制御室)			
	運転員等 (現場)			
1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における消火系による原子炉注水は50分以内と想定する。 第1.4 - 15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート				
				備考
				対応手段の相違

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 消火系による原子炉注水 （残留熱除去系（C） 注入配管使用）	要員（数）	経過時間（分）	備考	対応手段の相違
	中央制御室運転員 A, B 2	0 10 20 30 40 50 60 70 80		
	現場運転員 C, D 2	40分 消火系による原子炉注水		
	現場運転員 E, F 2	通信手段確保、電源確保確認 ハイパス流防止加置、系統構成 注水状況確認		
	緊急時対策要員 2	移動、系統構成 注水開始		
		電源確保 消火ポンプ起動		

図 1.4.20 消火系による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考																																																																																	
手順の項目 消火系による原子炉注水 （高圧炉心注水系(B) 注入配管使用）	要員(数)																																																																																				
	中央制御室運転員 A, B	2																																																																																			
	現場運転員 C, D	2																																																																																			
	現場運転員 E, F	2																																																																																			
	緊急時対策要員	2																																																																																			
経過時間(分) <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>経過時間(分)</th> <th>10</th> <th>20</th> <th>30</th> <th>40</th> <th>50</th> <th>60</th> <th>70</th> <th>80</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>30分 消火系による原子炉注水</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>通過手段確認、電源確保確認</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ハイハイ大流防止処置、系統構成</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>注水体積確認</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>注水開始</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源確保</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>消火ポンプ起動</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>					経過時間(分)	10	20	30	40	50	60	70	80	30分 消火系による原子炉注水									通過手段確認、電源確保確認									ハイハイ大流防止処置、系統構成									注水体積確認									移動									注水開始									電源確保									消火ポンプ起動								
経過時間(分)	10	20	30	40	50	60	70	80																																																																													
30分 消火系による原子炉注水																																																																																					
通過手段確認、電源確保確認																																																																																					
ハイハイ大流防止処置、系統構成																																																																																					
注水体積確認																																																																																					
移動																																																																																					
注水開始																																																																																					
電源確保																																																																																					
消火ポンプ起動																																																																																					
図 1.4.21 消火系による原子炉注水(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート																																																																																					
対応手段の相違																																																																																					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

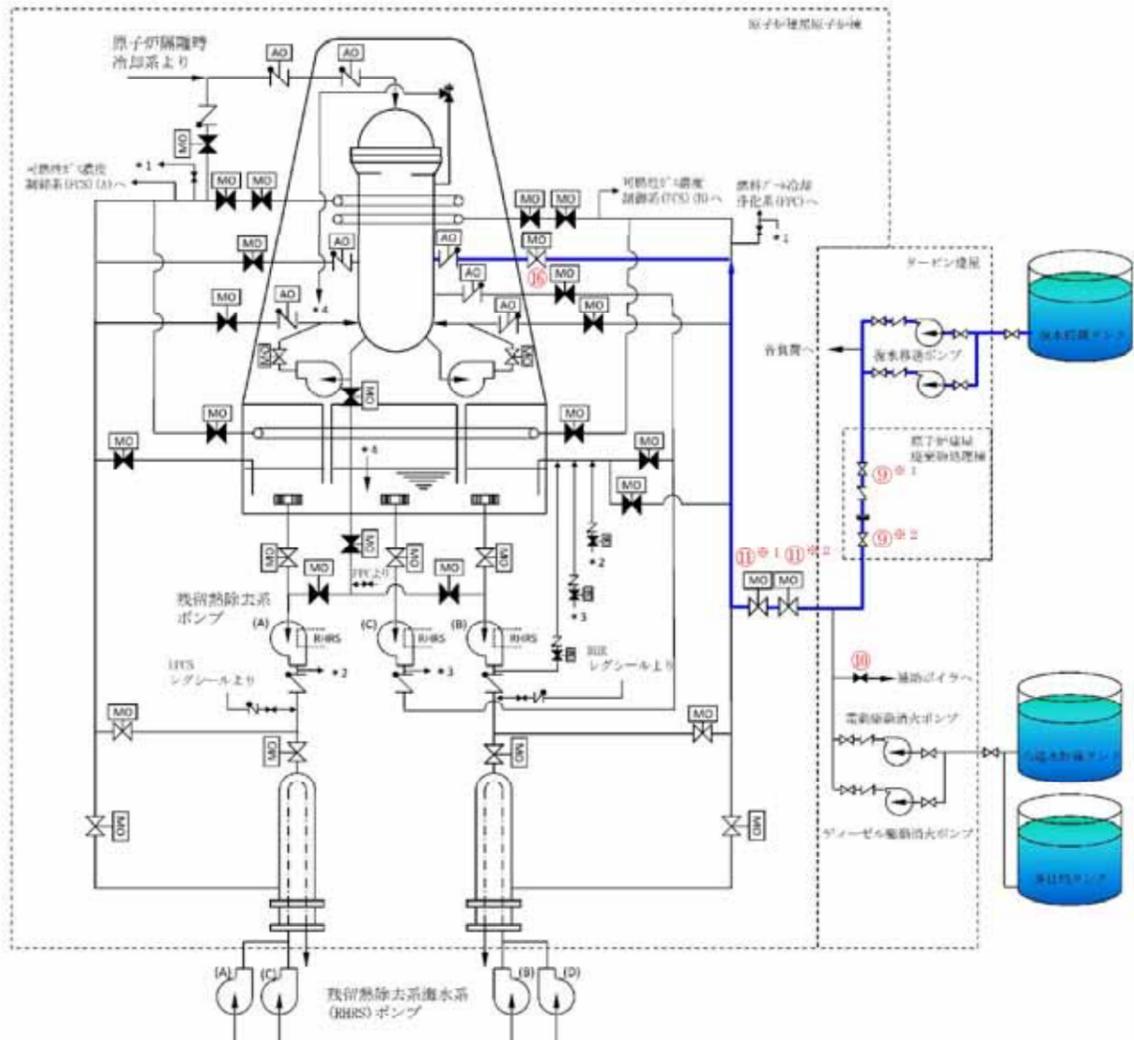
赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）		東海第二		備考
手順の項目 消火系による原子炉注水 （高圧炉心注水系(C) 注入配管使用）	要員(数)			
	中央制御室運転員 A, B	2		
	現場運転員 C, D	2		
	現場運転員 E, F	2		
	緊急時対策要員	2		
経過時間(分) 30分 消火系による原子炉注水		通信手段確保，電源確保確認 ハイハイ本流防止処置，系統構成 注水状況確認 移動，系統構成 注水開始 電源確保 消火ポンプ起動		対応手段の相違

図 1.4.22 消火系による原子炉注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) タイムチャート

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考										
	 <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> : ポンプ : 空気作動弁 : 電動弁 : 逆止弁 : 手動弁 <table border="1" data-bbox="1329 1480 1929 1669"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑨※1, ※2</td> <td>補給水系-消火系連絡ライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>補助ボイラ冷却水元弁</td> </tr> <tr> <td>⑪※1, ※2</td> <td>残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑬</td> <td>残留熱除去系注入弁 (B)</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ①：操作手順番号を示す。 ※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。</p>	操作手順	弁名称	⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑩	補助ボイラ冷却水元弁	⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	⑬	残留熱除去系注入弁 (B)	<p>東二固有の対応</p>
操作手順	弁名称											
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁											
⑩	補助ボイラ冷却水元弁											
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁											
⑬	残留熱除去系注入弁 (B)											

第 1.4 - 16 図 補給水系による原子炉注水 概要図

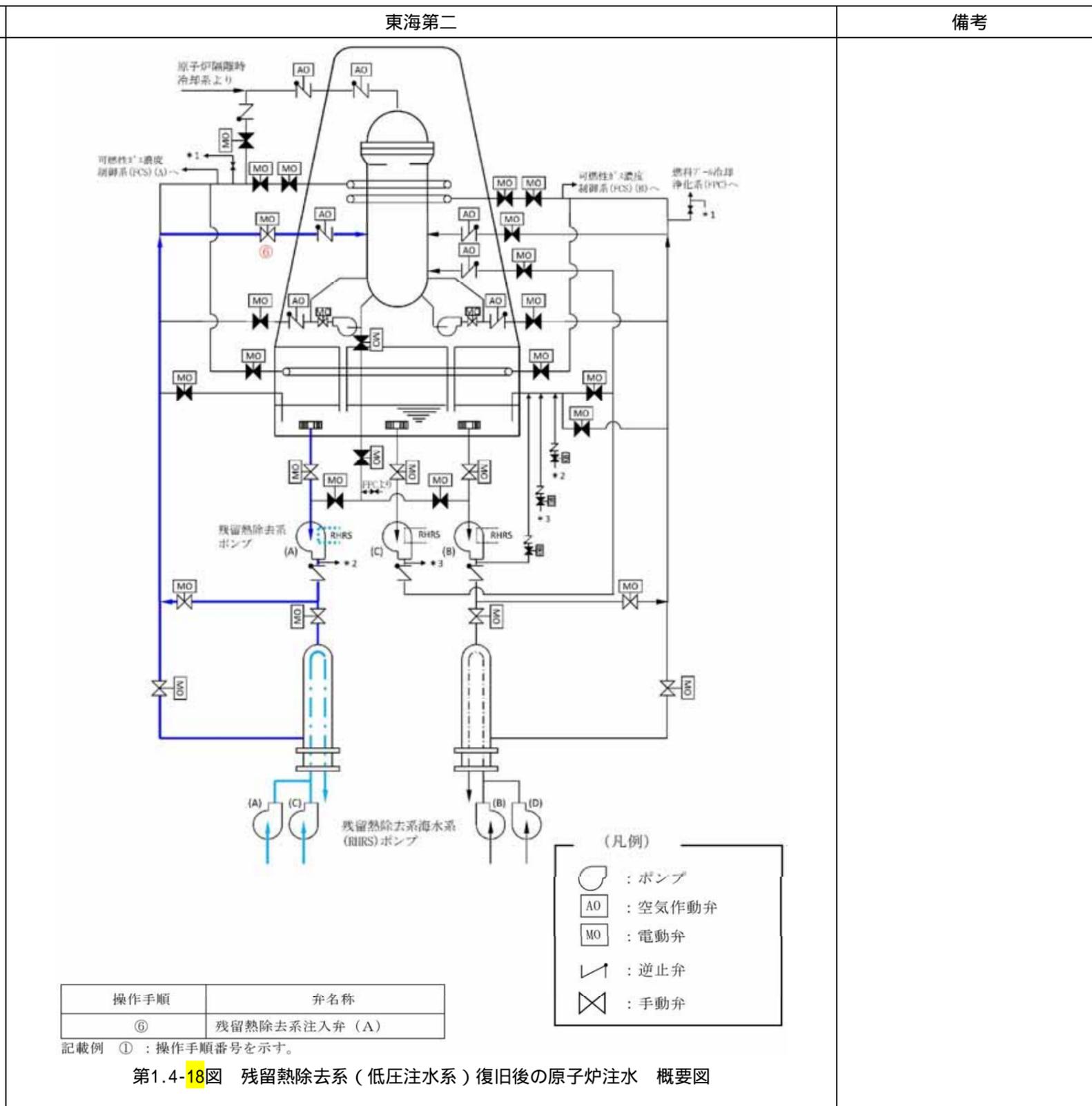
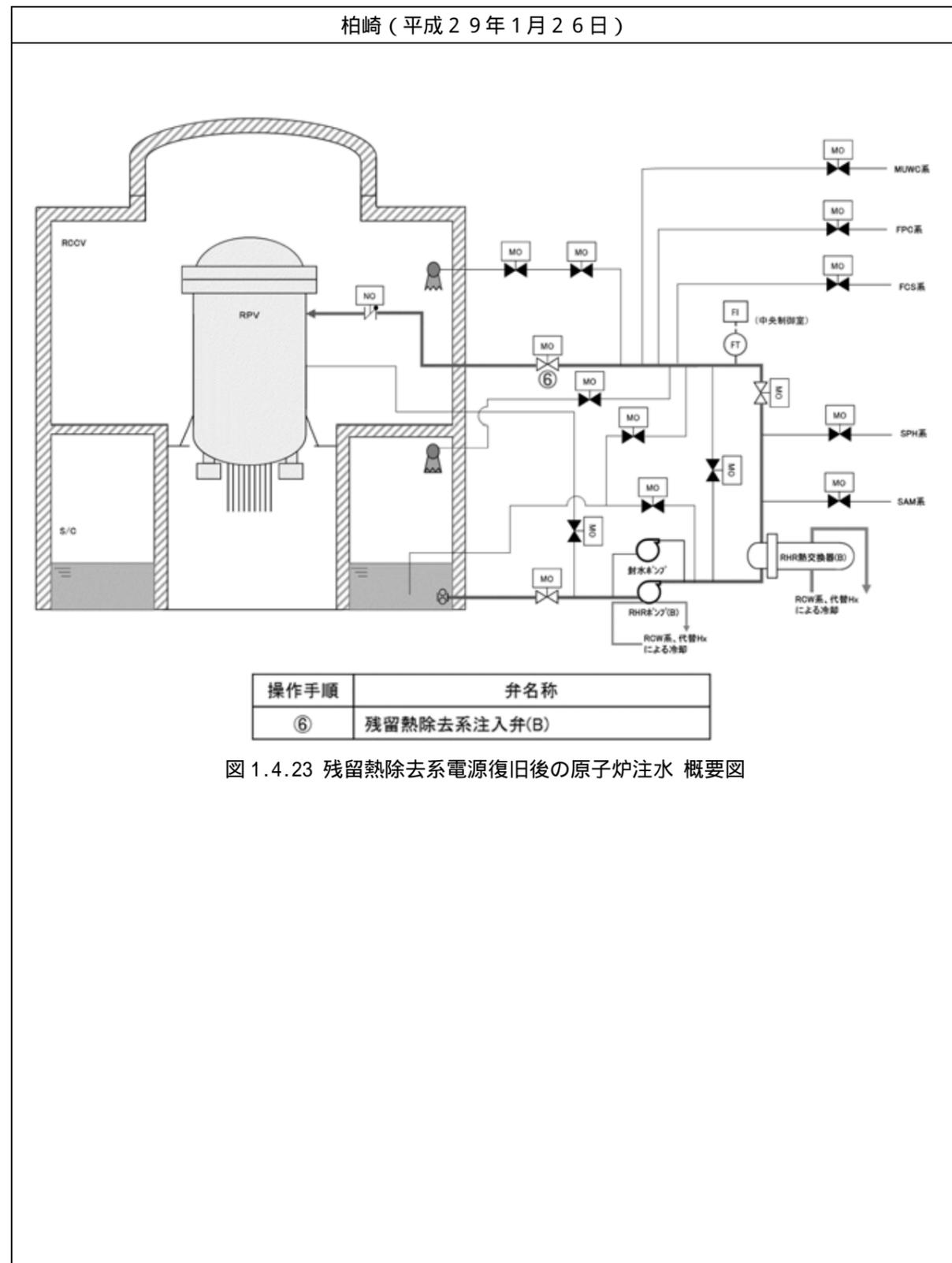
【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は105分以内と想定する。 第1.4-17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート</p>	<p>東二固有の対応</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所



【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 □：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）

東海第二

備考

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	
残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水	中央制御室運転員 A, B 2	15分 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水								

図 1.4.24 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水 タイムチャート

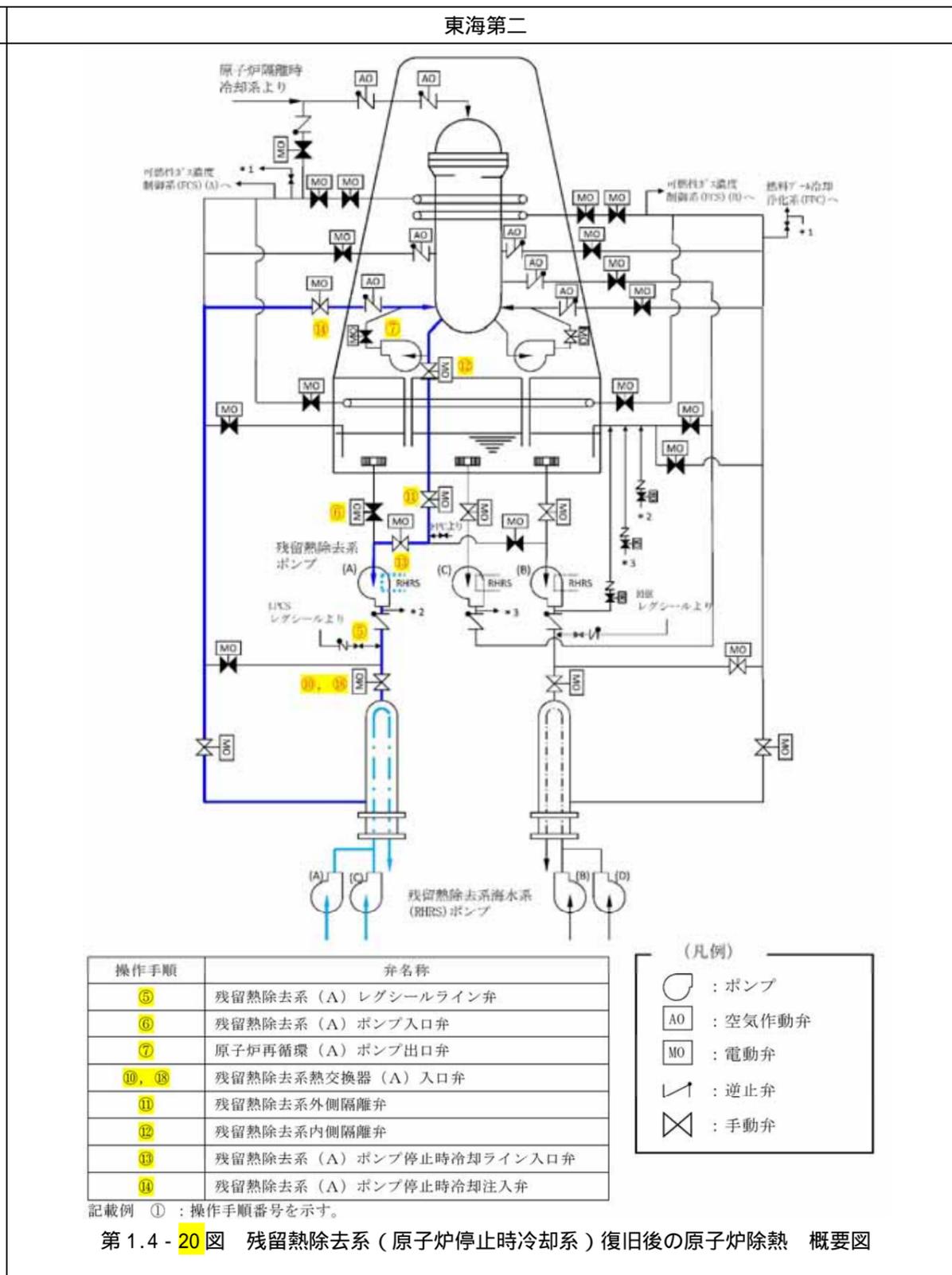
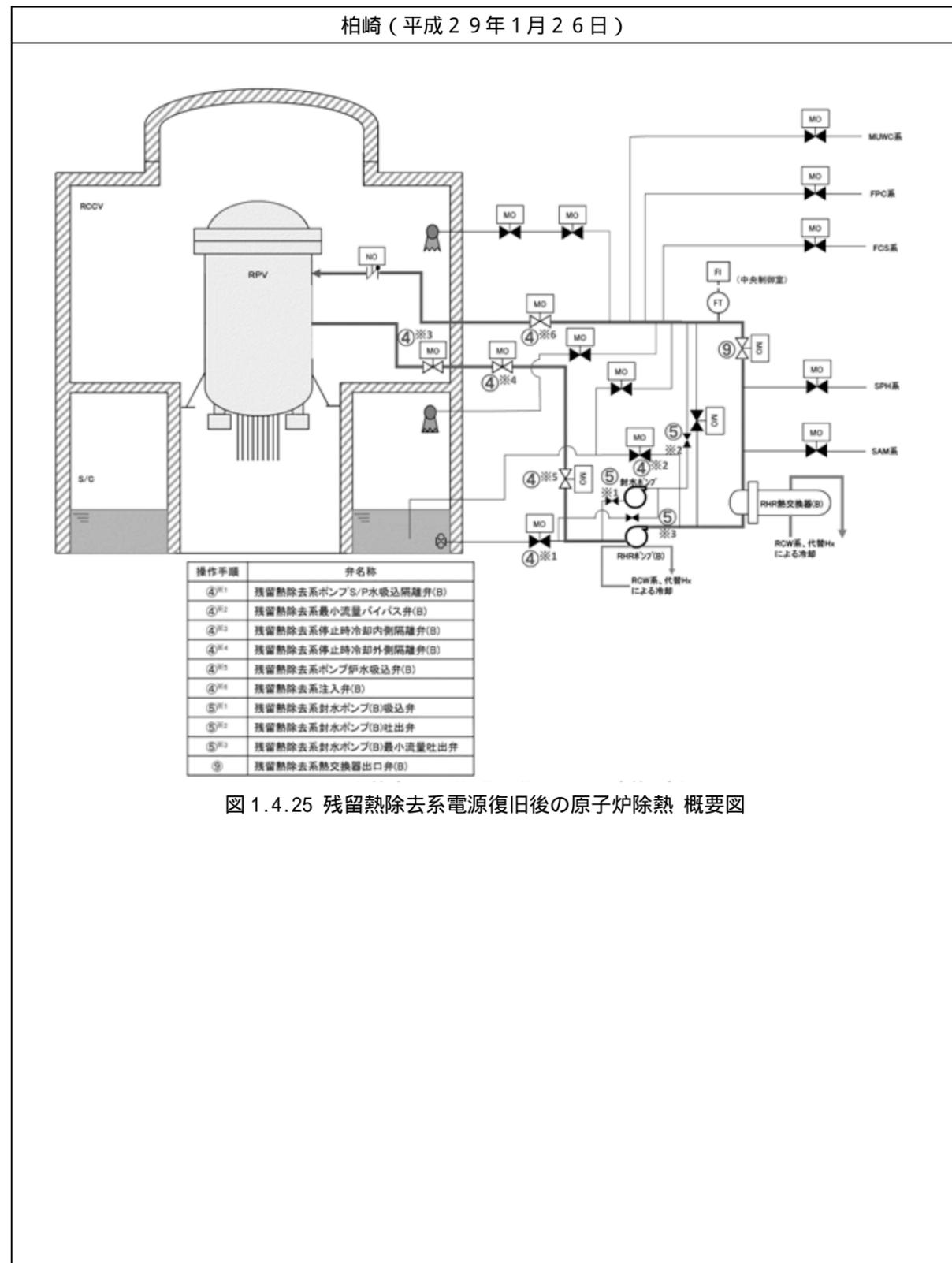
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)								備考
		1	2	3	4	5	6	8	9	
残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水	運転員等 ^{※1} (中央制御室)	残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水 6分								

1：原子炉運転停止中の当重要員の体制における補給水系による原子炉注水は6分以内と想定する。
 2：残留熱除去系ポンプ(B)又は残留熱除去系ポンプ(C)による電源復旧後の原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

第 1.4 - 19 図 残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水 タイムチャート

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所



【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備，運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現，設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考				
<table border="1" data-bbox="320 1039 825 1108"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④</td> <td>残留熱除去系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 1.4.27 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水</p>	操作手順	弁名称	④	残留熱除去系注入弁		<p>東二は比較表 107 ページに記載</p>
操作手順	弁名称					
④	残留熱除去系注入弁					

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

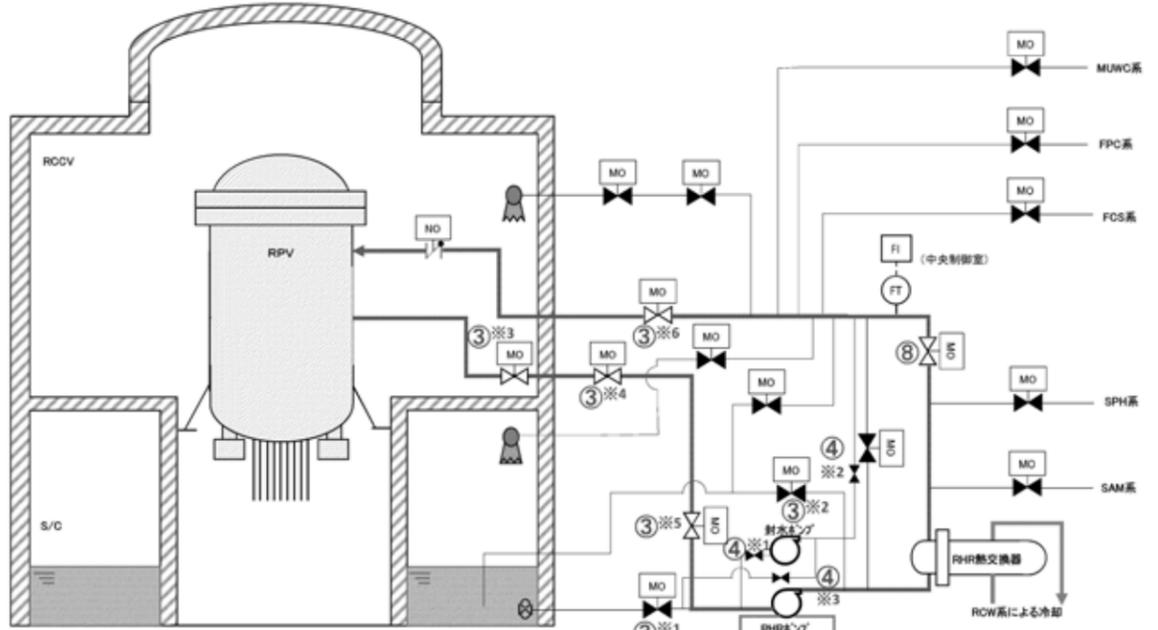
柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考																						
 <table border="1" data-bbox="207 1018 682 1365"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③※1</td> <td>残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁</td> </tr> <tr> <td>③※2</td> <td>残留熱除去系最小流量バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>③※3</td> <td>残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>③※4</td> <td>残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>③※5</td> <td>残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁</td> </tr> <tr> <td>③※6</td> <td>残留熱除去系注入弁</td> </tr> <tr> <td>④※1</td> <td>残留熱除去系封水ポンプ吸込弁</td> </tr> <tr> <td>④※2</td> <td>残留熱除去系封水ポンプ吐出弁</td> </tr> <tr> <td>④※3</td> <td>残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁</td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>残留熱除去系熱交換器出口弁</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	③※1	残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁	③※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁	③※3	残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁	③※4	残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁	③※5	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁	③※6	残留熱除去系注入弁	④※1	残留熱除去系封水ポンプ吸込弁	④※2	残留熱除去系封水ポンプ吐出弁	④※3	残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁	⑧	残留熱除去系熱交換器出口弁		<p>東二は比較表 109 ページに記載</p>
操作手順	弁名称																							
③※1	残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁																							
③※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁																							
③※3	残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁																							
③※4	残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁																							
③※5	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁																							
③※6	残留熱除去系注入弁																							
④※1	残留熱除去系封水ポンプ吸込弁																							
④※2	残留熱除去系封水ポンプ吐出弁																							
④※3	残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁																							
⑧	残留熱除去系熱交換器出口弁																							

図 1.4.28 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>図 1.4.29 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)</p>	<p>原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>第 1.4 - 22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/5)</p>	<p>備考</p> <p>黄色以外の色分けについては、相違箇所を示すものではなく系統状態・凡例を表記（以下同様）</p> <p>東二は原子炉運転中と原子炉停止中に分けて作成</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>原子炉運転中における対応手順</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>2：残留熱除去系（低圧注水系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉に注水を実施する。</p> <p>第 1.4 - 22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2/5）</p>	<p>柏崎は比較表 140 ページに記載</p> <p>東二は原子炉運転中と原子炉停止中に分けて作成</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
<p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択</p> <p>図 1.4.29 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>原子炉運転中における対応手順</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択</p> <p>第 1.4 - 22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)</p>	<p>備考</p> <p>東二は原子炉運転中と原子炉停止中に分けて作成</p>

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>原子炉運転停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <pre> graph TD Start([原子炉除熱機能喪失]) -- ※3 (5/5) から --> D1{低圧代替注水系 (常設)による 原子炉注水可能} D1 -- Yes --> A1[低圧代替注水系(常設) による原子炉注水] D1 -- No --> D2{代替循環冷却系 による原子炉 注水可能} D2 -- Yes --> A2[代替循環冷却系による 原子炉注水] D2 -- No --> D3{重大事故等へ対処する ために消火系による消火 が必要な火災の発生なし} D3 -- Yes --> D4{消火系による 原子炉注水可能} D4 -- Yes --> A3[消火系による 原子炉注水] D4 -- No --> D5{補給水系による 原子炉注水可能} D5 -- Yes --> A4[補給水系による 原子炉注水] D5 -- No --> A5[低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉注水(淡水/海水)] </pre> <p>(凡例) []：プラント状態 []：操作・確認 { }：判断 []：重大事故等対処設備</p>	<p>柏崎は比較表 140 ページに記 載 東二は原子炉運転中と原子炉 停止中に分けて作成</p>

第 1.4 - 22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/5)

【対象項目：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：5月19日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月26日）	東海第二	備考
	<p>原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手段の選択</p> <p>（凡例） □：プラント状態 □：操作・確認 ◇：判断 ■：重大事故等対処設備</p> <p>※4：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉の除熱を実施する。</p> <p>第1.4 - 22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（5/5）</p>	<p>柏崎は比較表 140 ページに記載 東二は原子炉運転中と原子炉停止中に分けて作成</p>