

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

柏崎（平成29年1月20日版）	東海第二	備考
<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.2.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却 (b) 重大事故等対処設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備 (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却 (b) 復旧 (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 監視及び制御 (a) 監視及び制御 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備 (a) 重大事故等の進展抑制 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 (2) 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.2.1 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</p> <p>b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 高圧代替注水系による原子炉注水 (b) 重大事故等対処設備</p> <p>c. サポート系故障時の対応手段及び設備 (a) 全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水 (b) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧 (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 監視及び制御 (a) 監視及び制御 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備 (a) 重大事故等の進展抑制 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>f. 手順等</p> <p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水</p> <p>1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 (2) 重大事故等時の対応手段の選択</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（明確化）</p> <p>記載方針の相違(柏崎は1.2.2.4で記載)</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却</p> <p>a.現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>(2)復旧</p> <p>a.代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>b.可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>c.直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>(3)重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1)重大事故等の進展抑制</p> <p>a.ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>b.制御棒駆動系による原子炉注水</p> <p>c.高圧炉心注水系緊急注水</p> <p>(2)重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.4 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)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>(2)高圧炉心注水系による原子炉注水</p> <p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</p> <p>a . 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>b . 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>a . 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>b . 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>a . 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応</p> <p>b . 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a . ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>b . 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.2.2.5 その他の手順項目にて考慮する手順</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（明確化）</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> <p>記載方針の相違(東二は1.2.2.1で記載)</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>添付資料 1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料 1.2.2 対応手順として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料 1.2.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>2. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>3. 現場手動操作による高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系起動における可搬式原子炉水位計接続</p> <p>4. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>添付資料 1.2.4 解釈一覧</p> <p>1. 判断基準の解釈一覧</p> <p>2. 操作手順の解釈一覧</p>	<p>添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表</p> <p>添付資料1.2.2 対応手段として選定した設備の電源構成図</p> <p>添付資料1.2.3 重大事故対策の成立性</p> <p>1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>(1) 高圧代替注水系現場起動</p> <p>2. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>(1) ほう酸水注入系による原子炉注水（現場操作）</p> <p>添付資料1.2.4 解釈一覧</p> <p>1. 判断基準の解釈一覧</p> <p>2. 操作手順の解釈一覧</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>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高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】</p> <p>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高圧の状態であって、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】</p> <p>1 「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。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記(1)b)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>）現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>）原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>）RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>）原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高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】</p> <p>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高圧の状態であって、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】</p> <p>1 「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。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記(1)b)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>）現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>）原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>）RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>）原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に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。（BWRの場合）</p> <p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流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。（PWRの場合）</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、原子炉へ注水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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉内高圧時における注水機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、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>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に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。（BWRの場合）</p> <p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流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。（PWRの場合）</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態^で、^{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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレ^イ系による原子炉内高圧時における注水機能である。</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（略称定義） 設備の相違（機能は同等）</p> <p>記載方針の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.1 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高圧の状態において，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原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を設置している。</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1.2.1）。</p> <p>また，原子炉を冷却するために原子炉水位を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備，重大事故等の進展を抑制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>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四十五条及び技術基準規則第六十条（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>1.2.1 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高圧の状態において，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原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば，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1.2-1図）</p> <p>また，原子炉を冷却するために原子炉水位を監視及び制御する対応手段並びに重大事故等対処設備，重大事故等の進展を抑制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）¹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²を選定する。</p> <p>1 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>2 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>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四十五条及び技術基準規則第六十条（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>記載方針の相違（東二は機器名で記載），設備の相違（機能は同等）</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（定義付け）</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<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）である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>原子炉隔離時冷却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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・サブプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・復水補給水系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・弁 ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・直流 125V 蓄電池 A ・直流 125V 充電器 A 	<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原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高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及び常設直流電源系統喪失を想定する。</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>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1.2-1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）である原子炉隔離時冷却系又は高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>設計基準事故の対処に用いる水源はサブプレッション・プール又は復水貯蔵タンクであり，重大事故時に期待する水源はサブプレッション・プールである。復水貯蔵タンクは重大事故時において，サブプレッション・プールの水位低下，又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に水源として使用可能であれば切り替える。</p> <p>なお，サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切り替えについては，「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>原子炉隔離時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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・サブプレッション・プール 	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表8ページに記載）</p> <p>記載方針の相違（題目追記） 設備の相違（機能は同等）</p> <p>運用の相違（水源の運用の相違）</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>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>また，上記直流125V充電器Aへの継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 <p>高圧炉心注水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"> ・高圧炉心注水系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・サブプレッション・チェンバ ・高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ・復水補給水系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・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，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。</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>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1.2.1に整理する。</p>	<p>高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"> ・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・サブプレッション・プール 	<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（機能は同等），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>記載方針の相違（東二は比較表7ページに記載）</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である高圧注水系（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系）の故障により原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p>. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替直流電源設備 <p>また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・可搬型直流電源設備 <p>なお、6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが、7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</p>	<p>b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの高圧注水系が故障により原子炉注水ができない場合には、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉へ注水を継続することができる。</p> <p>) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・プール 	<p>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）、設備の相違（機能は同等）</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（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>・高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却 現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 <p>なお，6号炉の注水配管は直接給水系に接続するが，7号炉の注水配管は残留熱除去系配管を経由して給水系に接続する。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備 高圧代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による原子炉の冷却で使用する設備のうち，高圧代替注水系ポンプ，復水貯蔵槽，高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高圧代替注水系（注水系）配管・弁，復水補給水系配管・弁，高圧炉心注水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ），給水系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。</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1.2.1）</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高圧の状態であって，原子炉内高圧時における注水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>) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水 現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・プール <p>(b) 重大事故等対処設備 「1.2.1(2) b . (a)) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」で使用する設備のうち，常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.2.1(2) b . (a)) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」で使用する設備のうち，常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。</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1.2.1）</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高圧の状態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 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>記載方針の相違</p>

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：4月28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20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>(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、設計基準事故対処設備である高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合は、「1.2.1(2)a.(a)高圧代替注水系による原子炉の冷却」の手段に加え、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>この対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却</p> <p>現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ ・ 復水貯蔵槽 ・ サプレッション・チェンバ ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・ 主蒸気系配管・弁 ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・ 復水補給水系配管・弁 ・ 高圧炉心注水系配管・弁 ・ 給水系配管・弁・スパージャ ・ 原子炉圧力容器 	<p>c. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</p> <p>設計基準事故対処設備である高圧注水系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、常設代替直流電源設備から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>また、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。</p> <p>) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2) b. (a)) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」で選定した対応手段及び設備と同様である。</p> <p>) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水</p> <p>現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2) b. (a)) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」で選定した対応手段及び設備と同様である。</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> <p>設備の相違</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(b)復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型），可搬型直流電源設備及び直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。</p> <p>・代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・サブプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・復水補給水系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・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 ・可搬型代替交流電源設備 <p>なお，代替交流電源設備へ給油し，復水貯蔵槽へ補給することにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>	<p>(b) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）及び代替直流電源設備（常設又は可搬型）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。</p> <p>） 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器を受電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し，原子炉隔離時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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・サブプレッション・プール ・復水貯蔵タンク <p>なお，代替交流電源設備へ燃料を補給することにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>	<p>記載方針の相違（明確化）</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（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>運用の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・サブプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・復水補給水系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・弁 ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・可搬型直流電源設備 <p>なお、可搬型直流電源設備へ給油し、復水貯蔵槽へ補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>	<p>代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し、原子炉隔離時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"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・サブプレッション・プール ・復水貯蔵タンク <p>なお、可搬型代替直流電源設備へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</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（東二は主要設備のみ記載）</p> <p>運用の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>・直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉を冷却する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・サブプレッション・チェンバ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 ・主蒸気系配管・弁 ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ ・復水補給水系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・弁 ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 <p>・直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 なお，直流給電車へ接続する可搬型代替交流電源設備へ給油し，復水貯蔵槽へ補給することにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。</p>		<p>設備の相違</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(c)重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却で使用する設備のうち，復水貯蔵槽，サブプレッション・チェンバ及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置づける。また，原子炉隔離時冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，復水補給水系配管・弁，高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパーチャ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>復旧にて使用する設備のうち，復水貯蔵槽，サブプレッション・チェンバ，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及び可搬型直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，原子炉隔離時冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，復水補給水系配管・弁，高圧炉心注水系配管・弁及び給水系配管・弁・スパーチャ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1.2.1）</p>	<p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.2.1(2) c . (a)) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」及び「1.2.1(2) c . (a)) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」として使用する設備における重大事故等対処設備の位置づけは，「1.2.1(2) b . (b) 重大事故等対処設備」と同様である。</p> <p>「1.2.1(2) c . (b)) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，サブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.2.1(2) c . (b)) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系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>「1.2.1(2) c . (b)) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，サブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>「1.2.1(2) c . (b)) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち，原子炉隔離時冷却系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1.2.1）</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違(位置づけ),記載方針の相違(東二は主要設備のみ記載)</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<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高圧の状態であって、原子炉内高圧時における注水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>・ 直流給電車</p> <p>給電開始までに時間を要するが、原子炉隔離時冷却系の運転に必要な直流電源を供給することで、原子炉隔離時冷却系の運転継続が可能となることから、原子炉を冷却するための直流電源を確保する手段として有効である。</p> <p>c. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>上記「1.2.1(2)a. (a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却」及び「1.2.1(2)b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却」により原子炉を冷却する際には、原子炉を冷却するための原子炉水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。</p> <p>さらに、原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。</p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <p>高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ 復水貯蔵槽水位 ・ 復水貯蔵槽水位（SA） 	<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高圧の状態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>・ 復水貯蔵タンク</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、水源として使用する復水貯蔵タンクは原子炉隔離時冷却系の運転継続のための手段として有効である。</p> <p>d. 監視及び制御</p> <p>(a) 監視及び制御</p> <p>上記「1.2.1(2) b. (a) 高圧代替注水系による原子炉注水」及び「1.2.1(2) c. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」により原子炉へ注水する際には、原子炉水位を監視する手段がある。</p> <p>また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。</p> <p>さらに、原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。</p> <p>監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <p>高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域） ・ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA） ・ 高圧代替注水系系統流量 ・ サプレッション・プール水位 	<p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違（位置づけ）</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>監視計器の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>監視計器の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） ・可搬式原子炉水位計 ・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・高圧代替注水系タービン入口圧力 ・高圧代替注水系タービン排気圧力 ・高圧代替注水系ポンプ吸込圧力 <p>原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA） ・可搬式原子炉水位計 ・原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 ・可搬型回転計 	<p>高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位（狭帯域，広帯域¹，燃料域¹，SA広帯域¹，SA燃料域¹） ・可搬型計測器 ・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力¹ ・高圧代替注水系ポンプ入口圧力 ・高圧代替注水系タービン入口圧力 ・高圧代替注水系タービン排気圧力 1：中央制御室にて監視するが，現場においても監視可能。 	<p>監視計器の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>監視及び制御に使用する設備のうち、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、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備を監視することにより、原子炉を冷却するために、原子炉水位を監視及び制御できる。</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"> ・監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）、復水貯蔵槽水位及び現場計器 <p>高圧代替注水系の操作盤は中央制御室裏盤に設置されており、高圧代替注水系を中央制御室裏盤から起動した際は、中央制御室表盤に設置されている原子炉水位（狭帯域）及び復水貯蔵槽水位は監視に適さないが、複数の計器で監視する手段としては有効である。なお、現場計器は中央制御室での監視には適さないため重大事故等対処設備としては位置づけていないが、耐震性は有しており、現場起動時は監視可能であることことから、原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.2.1(2)d. 監視及び制御」で使用する設備のうち、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量、サプレッション・プール水位及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置づける。</p> <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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.1）</p> <p>以上の重大事故等対処設備により監視すること^で、原子炉を冷却するために、原子炉水位を監視及び制御する^{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"> ・監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）及び現場計器 <p>原子炉水位（狭帯域）の伝送器は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、複数の計器で監視する手段として有効である。なお、高圧代替注水系の現場計器は現場起動時に、個別のパラメータを確認することで、原子炉水位等の監視及び制御を行うことに対して有効であるが、中央制御室での監視に適さないため重大事故等対処設備として位置づけない。しかし、現場計器はS_s機能維持を担保する設計とすることから、現場起動時には、原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。</p>	<p>監視計器の相違</p> <p>監視計器の相違</p> <p>監視計器の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合には，重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系，制御棒駆動系及び高圧炉心注水系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>.ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに，復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給することで，ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続する。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉へほう酸水を注入する設備及び注水を継続する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入系ポンプ ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・ほう酸水注入系テストタンク ・ほう酸水注入系配管・弁 ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ ・復水補給水系 ・消火系 ・純水補給水系 ・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 <p>.制御棒駆動系による進展抑制</p> <p>復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉への注水を実施する。</p> <p>制御棒駆動系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・制御棒駆動系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 	<p>e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 重大事故等の進展抑制</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水により原子炉水位が維持できない場合には，重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する手段がある。</p> <p>) ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水注入系による原子炉注水を継続する。</p> <p>ほう酸水注入系により原子炉へほう酸水を注入する設備及び純水系による注水を継続する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入ポンプ ・ほう酸水貯蔵タンク <p>) 制御棒駆動水圧系による進展抑制</p> <p>復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉注水を実施する。</p> <p>制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水ポンプ ・復水貯蔵タンク 	<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>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（東二は主要設備のみ記載）</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>・高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制</p> <p>常設代替交流電源を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで高圧炉心注水系を一定時間運転し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉への緊急注水を実施する。</p> <p>高圧炉心注水系により原子炉へ緊急注水する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心注水系ポンプ ・復水貯蔵槽 ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ ・復水補給水系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>ほう酸水注入系による進展抑制で使用する設備のうち，ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンク，ほう酸水注入系配管・弁，高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備及び可搬型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。</p> <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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.1）</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高圧の状態であって，原子炉内高圧時における注水機能が喪失した場合においても，重大事故等の進展を抑制することができる。</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"> ・ほう酸水注入系（原子炉への注水を継続する場合） <p>原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えてほう酸水注入系貯蔵タンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが，復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することができればほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>「1.2.1(2) e . (a)) ほう酸水注入系による進展抑制」で使用する設備のうち，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。</p> <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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.1）</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高圧の状態で冷却機能が喪失した場合においても重大事故等の進展を抑制することができる。</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"> ・ほう酸水注入系（原子炉へ注水を継続させる場合） <p>ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震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，ほう酸水貯蔵タンクに補給することができ，ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</p>	<p>設備の設備</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：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>・制御棒駆動系</p> <p>原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えて耐震性が確保されていないが，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</p> <p>・高圧炉心注水系</p> <p>モータの冷却水がない状態での運転となるため運転時間に制限があり，十分な期間の運転継続はできないが，原子炉への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合には，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間，重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。</p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」，「c. 監視及び制御」及び「d. 重大事故等の進展抑制時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。）¹，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1.2.1）。</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備する（表1.2.2，表1.2.3）。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.2）</p>	<p>・制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンク</p> <p>原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できない。また，制御棒駆動水ポンプ等は耐震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，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展抑制のための手段として有効である。</p> <p>f. 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」¹，「b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」²，「c. サポート系故障時の対応手段及び設備」³，「d. 監視及び制御」及び「e. 重大事故等の進展抑制時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）」⁴及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.2-1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1.2-2表，第1.2-3表）</p> <p>¹ 運転員等：運転員（当直運転員）⁵及び重大事故等対応要員（運転操作対応）⁶をいう。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.2）</p>	<p>記載方針の相違（東二は機器名で記載）</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</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>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2 重大事故等時の手順</p>	<p>1.2.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.2.2.1 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) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，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>なお，原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系が停止した場合，又は原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系系統流量が確保できず，原子炉圧力容器内の水位低下が継続している場合に，原子炉隔離時冷却系を手動停止する。ただし，原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位異常低下（レベル1）設定点未満で，原子炉圧力容器内の圧力が確保された場合に，原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部に到達するまでに原子炉への注水を開始する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系はサブプレッション・プールを第一水源として用いるが，サブプレッション・プールの水位低下，又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。</p> <p>水源の切り替えにおいては，運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。</p> <p>a．手順着手の判断基準</p> <p>給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）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>原子炉隔離時冷却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1.2-4図に示す。</p> <p>発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの操作による起動及び原子炉への注水開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，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2））により，原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し，原子炉隔離時冷却系が起動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原子炉隔離時冷却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）設定点の間で維持するよう指示する。</p>	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表47～48ページに記載）</p> <p>運用の相違</p> <p>運用の相違（水源の運用の相違）</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
	<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）設定点の間で維持し，発電長に報告する。</p> <p>なお，サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁の全開操作を実施後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を全閉とすることで水源の切り替えを実施する。</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>(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 高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2）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高圧炉心スプレイ系を起動し，サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。</p> <p>高圧炉心スプレイ系はサプレッション・プールを第一水源として用いるが，サプレッション・プールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時に，高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。</p> <p>水源の切り替えにおいては，運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源の切り替えが可能である。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 給水系及び原子炉隔離時冷却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，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。</p>	<p>記載方針の相違（柏崎は比較表47～48ページに記載）</p> <p>運用の相違</p> <p>設備の相違（柏崎は比較表49～50ページに記載）</p> <p>運用の相違（水源の運用の相違）</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
	<p>b. 操作手順</p> <p>高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1.2-5図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧炉心スプレイ系の起動及び原子炉への注水開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系を手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高）により起動し，高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁を開として原子炉注水を開始する。</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高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。</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）設定点の間で維持し，発電長に報告する。</p> <p>なお，サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）の全開操作を実施後，高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブプレッション・プール）を全閉とすることで水源の切り替えを実施する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>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>設備の相違(柏崎は比較表 49～50 ページに記載)</p> <p>運用の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>高圧注水系が機能喪失した場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。</p> <p>なお，原子炉を冷却するため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）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(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>中央制御室からの高圧代替注水系起動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1.2.4に，タイムチャートを図1.2.5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中央制御室からの高圧代替注水系起動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，中央制御室からの高圧代替注水系起動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>1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 高圧代替注水系による原子炉注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>高圧注水系が機能喪失した場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高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，サブレーション・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>中央制御室からの高圧代替注水系起動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1.2-2図及び第1.2-3図に，概要図を第1.2-6図に，タイムチャートを第1.2-7図に示す。</p> <p>発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系起動による原子炉注水に必要な原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の受電操作を実施し，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，中央制御室からの高圧代替注水系起動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し，発電長に報告する。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違（柏崎は水源を記載）</p> <p>監視計器の相違</p> <p>記載方針の相違，設備の相違（機能は同等）</p> <p>記載方針の相違（東二は水源を記載）</p> <p>記載方針の相違（柏崎は記載なし）</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員A及びBは，中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成として，高圧代替注水系注入弁の全開操作を実施し，当直副長に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の準備完了を報告する。</p> <p>なお，高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。</p> <p>当直副長は，中央制御室運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動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，高圧代替注水系タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系を起動し，原子炉注水を開始する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉注水が開始されたことを高圧代替注水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>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>(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）にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで15分以内で可能である。</p>	<p>発電長は，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動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，原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を閉にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。</p> <p>運転員等は，発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動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，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより，高圧代替注水系を起動する。</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高圧代替注水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）設定点の間で維持するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系を起動又は停止すること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）設定点の間で維持し，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中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで10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>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>体制の相違</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>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>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>高圧注水系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。</p> <p>なお，原子炉を冷却するため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）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(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で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>高圧代替注水系現場起動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1.2.4に，タイムチャートを図1.2.6に示す。</p> <p>当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>現場運転員E及びFは，原子炉圧力容器内の水位を確認するため，原子炉建屋地上1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計の接続を実施し，当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>現場運転員C及びDは，高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。</p>	<p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>高圧注水系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉注水を実施する。</p> <p>なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域）及び可搬型計測器により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時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）設定点以上に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動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>高圧代替注水系現場起動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1.2-2図及び第1.2-3図に，概要図を第1.2-8図に，タイムチャートを第1.2-9図に示す。</p> <p>発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，可搬型計測器の接続を実施し，原子炉水位指示値を確認する。</p> <p>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，トリップ・スロットル弁の閉及び高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が0.93MPa [gage]以上であることにより確認する。</p> <p>運転員等は，発電長に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備が完了したことを報告する。</p>	<p>記載方針の相違（柏崎は水源を記載）</p> <p>監視計測器の相違</p> <p>記載方針の相違，設備の相違（機能は同等）</p> <p>記載方針の相違（東二は水源を記載）</p> <p>記載方針の相違（柏崎は記載なし）</p> <p>体制の相違</p> <p>設備及び体制の相違</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</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>現場運転員C及びDは，高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の系統構成として，高圧代替注水系注入弁を現場操作のハンドルにて全開操作し，当直副長に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の準備完了を報告する。</p> <p>なお，高圧代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を全閉とする。</p> <p>当直副長は，現場運転員に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。また，中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。</p> <p>現場運転員C及びDは，高圧代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて全開操作することにより高圧代替注水系を起動する。また，現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し，現場運転員E及びFへ作動状況に異常がないことを報告する。</p> <p>現場運転員E及びFは，原子炉注水が開始されたことを原子炉建屋地上1階北西通路(管理区域)の可搬式原子炉水位計指示値の上昇により確認し，作動状況に異常がないことを当直副長に報告するとともに，高圧代替注水系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお，可搬式原子炉水位計による監視ができない場合には，中央制御室運転員の指示に基づき，原子炉圧力容器内の水位を制御する。</p> <p>中央制御室運転員Aは，原子炉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。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p>	<p>発電長は，運転員等に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の系統構成を指示する。</p> <p>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。</p> <p>運転員等は，発電長に高圧代替注水系現場起動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，運転員等に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより，高圧代替注水系を起動する。</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可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇により確認し，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）設定点の間に維持するよう指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟にて，高圧代替注水系の起動又は停止により，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）設定点の間で維持し，発電長に報告する。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>設備及び体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>体制及び設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違（計器場所） 記載方針の相違，体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備及び体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p>

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	：4月28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20日版）	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1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉注水開始まで約40分で可能である。 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、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。 (添付資料1.2.3-1, 1.2.3-3)</p> <p>(2)重大事故等時の対応手段の選択 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1.2.18に示す。 重大事故等が発生し原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉の冷却が必要となった場合、設計基準事故対処設備である高圧注水系により原子炉を冷却する。 高圧注水系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</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4名にて実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉注水開始まで58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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。 (添付資料1.2.3-1)</p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択 重大事故等が発生した場合の対応手順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1.2-14図に示す。 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</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</p> <p>記載方針の相違（東二は明確に記載）</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却</p>	<p>1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水</p> <p>a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合に，常設代替直流電源装置から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお，原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（広帯域，燃料域，SA広帯域，SA燃料域）により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電系統が喪失し，中央制御室からの操作による高圧注水系で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>高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却手順については，「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却手順については，「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p>

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	4月28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20日版）	東海第二	備考
	<p>b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系で原子炉の冷却ができない場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し、高圧注水系で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で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動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>現場手動操作による高圧代替注水系起動手順については、「1.2.2.2(1) b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>現場手動操作による高圧代替注水系起動手順については、「1.2.2.2(1) b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.3）</p>	<p>設備の相違</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での原子炉の冷却ができない場合において，高圧代替注水系が起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。</p> <p>また，現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に排水処理を実施する。</p> <p>なお，原子炉を冷却するため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）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，SA）及び可搬式原子炉水位計により監視する。また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による高圧注水系での原子炉注水ができない場合において，中央制御室からの操作若しくは現場手動操作による高圧代替注水系の起動にて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，又は中央制御室からの操作及び現場手動操作による高圧代替注水系の起動ができない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>原子炉隔離時冷却系現場起動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1.2.7，図1.2.8に，タイムチャートを図1.2.9に示す。</p> <p>・原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水（運転員操作）</p> <p>当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の準備開始を指示する。</p> <p>当直長は，当直副長の依頼に基づき，緊急時対策本部に原子炉隔離時冷却系現場起動に伴う排水処理として仮設ポンプの設置及び排水を依頼する。</p> <p>現場運転員E及びFは，原子炉圧力容器内の水位を確認するため，原子炉建屋地下1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計の接続を実施し，当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。</p> <p>現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋地下3階原子炉隔離時冷却系ポンプ室（管理区域）の原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が規定値以上であることにより確認する。</p>		<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器への冷却水確保として原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁，原子炉隔離時冷却系真空タンクドレン弁，原子炉隔離時冷却系真空タンク水位検出配管ドレン弁及び原子炉隔離時冷却系セパレータドレン弁の全開操作を実施し，当直副長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。</p> <p>現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の系統構成として，原子炉隔離時冷却系注入弁を現場操作のハンドルにて全開操作するとともに，原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに備え保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を装着し（現場運転員E及びFはこれを補助する）当直副長に原子炉隔離時冷却系現場起動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，現場運転員に原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。また，中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。</p> <p>現場運転員C及びDは，原子炉隔離時冷却系タービン止め弁を現場操作のハンドルにて徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整する。また，現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し，現場運転員E及びFへ作動状況に異常がないことを報告する。</p> <p>現場運転員E及びFは，原子炉注水が開始されたことを原子炉建屋地下1階北西通路（管理区域）の可搬式原子炉水位計指示値の上昇により確認し，作動状況に異常がないことを当直副長に報告するとともに，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を現場操作のハンドルにて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお，可搬式原子炉水位計による監視ができない場合には，中央制御室運転員の指示に基づき，原子炉圧力容器内の水位を制御する。</p> <p>中央制御室運転員Aは，原子炉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。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系排水処理（緊急時対策要員操作）</p> <p>緊急時対策本部は，緊急時対策要員に排水処理を指示する。</p> <p>緊急時対策要員は，排水処理に必要な発電機，制御盤，水中ポンプ，電源ケーブル，消防ホース及び消防ホース用吐出弁の準備を行い，6/7号炉サーブス建屋屋外入口まで移動する。</p> <p>緊急時対策要員は，防護扉を開放する。</p>		<p>設備の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>緊急時対策要員は、防護扉手前に発電機を設置，6/7号炉廃棄物処理建屋地上1階(管理区域)に制御盤を設置，原子炉建屋地下3階 残留熱除去系(A)ポンプ室内(管理区域)の高電導度廃液系サンプ(A)に水中ポンプ及び消防ホース用吐出弁を設置，6/7号炉コントロール建屋地上1階(管理区域)に電源ケーブル及び消防ホースを搬入する。</p> <p>緊急時対策要員は、発電機 - 制御盤間の電源ケーブルを敷設し，発電機及び制御盤各端子へ電源ケーブルの接続をする。</p> <p>緊急時対策要員は，制御盤 - 水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し，制御盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブルの接続をする。</p> <p>緊急時対策要員は，水中ポンプの吐出側に消防ホースを接続，接続した消防ホースを原子炉建屋地下3階 高電導度廃液系サンプ(D)室内(管理区域)の高電導度廃液系サンプ(D)まで敷設し，吐出口に消防ホース用吐出弁を取付け固縛する。</p> <p>緊急時対策要員は，原子炉建屋地下3階 残留熱除去系(A)ポンプ室水密扉及び高電導度廃液系サンプ(D)室扉を開放し固縛する。</p> <p>緊急時対策要員は，発電機を起動させるため，発電機本体より起動操作を行い発電機を起動させる。</p> <p>緊急時対策要員は，水中ポンプを起動させるため，制御盤より起動操作を行い水中ポンプを起動させ，高電導度廃液系サンプ(D)室内サンプへ送水を開始する。</p> <p>緊急時対策要員は，制御盤より水中ポンプの運転状態を状態表示にて確認する。</p> <p>緊急時対策要員は，原子炉隔離時冷却系現場起動による排水処理開始を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。</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1名及び現場運転員4名，緊急時対策要員4名にて作業を実施する。</p> <p>作業開始を判断してから現場運転員による原子炉隔離時冷却系起動まで約90分で可能である。また，緊急時対策要員による排水処理開始まで約180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，保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.2.3-2, 1.2.3-3)</p>		<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(2)復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</p> <p>(a)手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。</p> <p>(b)操作手順</p> <p>代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c)操作の成立性</p> <p>代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源の喪失により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器が機能喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合には、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されており、崩壊熱除去機能である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。</p> <p>サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合には、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系の第一水源はサブプレッション・プールであるが、サブプレッション・プールの水位低下、又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場合は、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える手段もある。水源の切り替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は、中央制御室対応を運転員等1名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水操作まで16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>記載方針の相違（明確化）</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>運用の相違（水源の運用の相違）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード）が機能喪失している場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</p> <p>(a)手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b)操作手順</p> <p>可搬型直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c)操作の成立性</p> <p>可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>	<p>b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合には、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されており、崩壊熱除去機能である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には、サブプレッション・プールの温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。</p> <p>サブプレッション・プールの温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合には、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系の第一水源はサブプレッション・プールであるが、サブプレッション・プールの水位低下、又はサブプレッション・プールの温度上昇時に自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場合は、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える手段もある。水源の切り替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により必要な直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>常設代替直流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は、中央制御室対応を運転員等1名にて作業を実施した場合、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水操作まで16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>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>運用の相違（水源の運用の相違）</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>記載方針の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。</p> <p>なお，全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が必要な間は原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で，代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>直流給電車に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>直流給電車に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。</p>		<p>設備の設備</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(3) 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1.2.18に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応</p> <p>中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉へ注水する。</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>代替交流電源設備による給電ができない場合は，可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は，直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>	<p>(3) 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順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1.2 - 14図に示す。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応</p> <p>中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。</p> <p>b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <p>全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器を受電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>代替交流電源設備による給電ができない場合は，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。</p> <p>これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができる。</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>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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)以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、原子炉注水を継続するため、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系を用いて原子炉注水を継続させる。</p> <p>また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系を用いて原子炉注水を実施することも可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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)以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.10に、タイムチャートを図1.2.11に示す。</p> <p>[ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入]</p> <p>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>現場運転員E及びFは、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ及び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、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ、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>1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順</p> <p>(1) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a. ほう酸水注入系による原子炉注水</p> <p>高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系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)設定点以上に維持できない場合には、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</p> <p>さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続させる。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態の場合で、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注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で、ほう酸水貯蔵タンクの液位が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ほう酸水注入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1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の準備を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ、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>設備の相違（機能は同等）</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</p> <p>記載方針の相違（柏崎は記載なし）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<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，ほう酸水注入系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，ほう酸水注入系ポンプの吸込圧力を確保するため，復水移送ポンプが運転中であり，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>中央制御室運転員A及びBは，ほう酸水注入系ポンプA(又はB)の起動操作(ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「ポンプA」位置(B系を起動する場合は「ポンプB」位置)にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動する。)を実施する。</p> <p>現場運転員C及びDは，原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水タンク液位指示値の低下により確認し，当直副長に報告する。</p> <p>【ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】</p> <p>当直副長は，原子炉への継続注水が必要と判断した場合は，運転員にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の準備開始を指示する。</p> <p>[ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入]の準備と併せて実施する。</p> <p>現場運転員C及びDは，ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の系統構成として，仮設ホース接続(復水補給水系～純水補給水系の間)を実施し，復水補給水系積算計出口ドレン弁，復水補給水系積算計出口ベントライン接続口止め弁，純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>現場運転員C及びDは，ほう酸水注入系封水供給弁，ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉及びほう酸水注入系ほう酸水貯蔵タンク補給水元弁の全開操作実施後，当直副長にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の準備完了を報告する。</p>	<p>発電長は，運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の開始を指示する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，ほう酸水注入ポンプA（B）起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A（B）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり，ほう酸水注入ポンプが起動する。）を実施する。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，原子炉へのほう酸水注水が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し，発電長に報告する。</p> <p>【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】</p> <p>発電長は，原子炉への継続注水が必要と判断した場合に，運転員等にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の準備を開始するように指示する。</p>	<p>設備の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違（計器場所） 体制の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>当直副長は，運転員にほう酸水注入系貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水の開始を指示する。</p> <p>現場操作員C及びDは，ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁を調整開とし，ほう酸水注入系貯蔵タンクに補給を行う。</p> <p>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/非常用連絡管一次，二次止め弁の全開操作)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>[ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水] 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の準備開始を指示する。 現場運転員E及びFは，ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水に必要なポンプ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。 中央制御室運転員A及びBは，ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水に必要なポンプ，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。 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，ほう酸水注入系が使用可能か確認する。 中央制御室運転員A及びBは，ほう酸水注入系ポンプ吸込圧力確保のため，復水移送ポンプが運転中であり，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。 現場運転員C及びDは，ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の系統構成として，仮設ホース接続(復水補給水系～純水補給水系の間)を実施し，復水補給水系積算計出口ドレン弁，復水補給水系積算計出口ペントライン接続口止め弁，純水補給水系ほう酸水注入系ポンプエリア床除染用ホースコネクション止め弁及び純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁の全開操作を実施する。</p>	<p>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を開とし，ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続し，発電長に報告する。</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>設備の相違</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系封水供給弁及びほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の全閉、ほう酸水注入系テストタンク出口弁の全開操作完了後、当直副長にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の準備完了を報告する。</p> <p>当直副長は、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉注水の開始を指示する。</p> <p>現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系ほう酸水注入弁の全開操作を実施した後、ほう酸水注入ポンプA又はBを起動する。ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後速やかに、ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行う。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは、原子炉注水が開始されたことを原子炉水位指示値及び復水貯蔵槽水位指示値により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>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/非常用連絡管一次、二次止め弁の全開操作）を実施する。</p> <p>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、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ほう酸水注入開始まで約20分で可能である。</p> <p>さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉への継続注水を行う場合は、1ユニット当たり現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで約65分で可能である。</p> <p>また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉注水を行う場合は、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原子炉注水開始まで約75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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.2.3-4）</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水開始まで2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>さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉への継続注水を行う場合は、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原子炉への継続注水準備完了まで60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1.2.3）</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備及び体制の相違 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>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>b. 制御棒駆動系による原子炉注水</p> <p>高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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)以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉注水を実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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)以上に維持できない場合で、制御棒駆動系が使用可能な場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.12に、タイムチャートを図1.2.13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制御棒駆動系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、制御棒駆動系の起動に必要なポンプ、監視計器の電源及び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、制御棒駆動系が使用可能か確認する。</p> <p>当直副長は、中央制御室運転員に制御棒駆動系による原子炉注水開始を指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは、制御棒駆動水系ポンプ(A)の起動操作を実施し、制御棒駆動水系ポンプ(A)が起動したことを確認する。</p>	<p>b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</p> <p>高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系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)設定点以上に維持できない場合に、非常用交流電源設備により電源及び冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による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>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注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、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>制御棒駆動水圧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1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-12図に、タイムチャートを第1.2-13図に示す。</p> <p>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に制御棒駆動水圧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、制御棒駆動水圧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る確認及び、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、運転員等に制御棒駆動水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、制御棒駆動水ポンプを起動し、発電長に報告する。</p> <p>発電長は、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の開始を指示する。</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>設備の相違 記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違(柏崎は記載なし)</p> <p>体制の相違</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>体制の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉注水が開始されたことを制御棒駆動系系統流量指示値の上昇により確認し，当直副長に報告する。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <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）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉注水開始まで約20分で可能である。</p> <p>c.高圧炉心注水系緊急注水 全交流動力電源喪失時において，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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）以上に維持できない場合は，常設代替交流電源により高圧炉心注水系の電源を確保することで高圧炉心注水系を冷却水がない状態で短時間起動させて，復水貯蔵槽を水源とした原子炉への緊急注水を実施する。</p> <p>(a)手順着手の判断基準 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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）以上に維持できない場合で，常設代替交流電源設備によるM/C D系への給電が可能となった場合。</p>	<p>運転員等は中央制御室にて，制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開にする。</p> <p>運転員等は中央制御室にて，原子炉へ注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇により確認し，発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の中央制御室操作を運転員等1名にて実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開始まで3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>設備の相違</p> <p>体制の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>設備及び体制の相違 記載方針の相違</p> <p>設備の設備</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(b)操作手順</p> <p>高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.2.14 に、タイムチャートを図 1.2.15 に示す。</p> <p>高圧炉心注水系ポンプ無冷却状態では許容運転時間が定められており，起動後は運転許容時間内にポンプを停止させ高圧炉心注水系の機能を温存させる。</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高圧炉心注水系による原子炉への緊急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，高圧炉心注水系による原子炉への緊急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又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，高圧炉心注水系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，高圧炉心注水系ポンプ(B)の起動操作を実施し，高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認するとともに，当直副長に高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水の準備完了を報告する。</p> <p>当直副長は，中央制御室運転員に高圧炉心注水系による原子炉への緊急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，高圧炉心注水系注入隔離弁(B)を全開として原子炉への緊急注水を開始する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉への緊急注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇及び高圧炉心注水系(B)系統流量指示値の上昇により確認し，当直副長に報告する。</p> <p>当直副長は，中央制御室運転員に高圧炉心注水系ポンプの運転許可時間経過後に高圧炉心注水系ポンプ(B)を停止するよう指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，高圧炉心注水系注入隔離弁(B)を全閉とし，高圧炉心注水系ポンプ(B)を停止する。</p> <p>当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</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）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧炉心注水系による原子炉への緊急注水開始まで約25分で可能である。</p>		<p>設備の相違</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(2) 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1.2.18に示す。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において、全交流動力電源が喪失し、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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)以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系の冷却水がない状態での短時間運転により原子炉へ一時的に注水することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、重大事故等の進展を抑制する。</p> <p>高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系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)以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備により制御棒駆動系又はほう酸水注入系の電源を復旧して原子炉へ注水する。また、常設代替交流電源設備により電源が確保できない場合は、可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を復旧して原子炉へ注水する。制御棒駆動系及びほう酸水注入系は原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</p> <p>なお、ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合の水源は、通常時の補給にて使用する純水補給水系が使用できない場合は、復水補給水系又は消火系から補給する。</p>	<p>(2) 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順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1.2-14図に示す。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系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) 設定点以上に維持できない場合は、制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する。制御棒駆動水圧系が使用できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉へ注水する。ただし、制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系では原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。</p> <p>なお、ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合の水源は、純水系を使用してほう酸水貯蔵タンクに補給する。</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>設備の相違，記載方針の相違</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2.4 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)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水</p> <p>原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル2 若しくはレベル1.5）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原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の第一水源は復水貯蔵槽であり，LOCA信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウエル圧力高）かつサプレッション・チェンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサプレッション・チェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合，サプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し，原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても，運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>なお，事前にサプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合には，原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵槽に保持させる。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水系，復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>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.16 に示す。</p> <p>（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）</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原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始を指示する。</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2若しくはレベル1.5）又はドライウエル圧力高）により原子炉隔離時冷却系タービン止め弁，原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁が全開し，原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。</p>		<p>記載方針の相違（東二は比較表22～23ページに記載）</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却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>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>（原子炉隔離時冷却系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合））</p> <p>当直副長は，中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える前に原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え，その後の原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで，CSP側吸込隔離弁が全開，その後S/C側吸込隔離弁が全閉し，水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また，水源切替え後における原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認する。</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>記載方針の相違（東二は比較表22～23ページに記載）</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(2)高圧炉心注水系による原子炉注水</p> <p>高圧炉心注水系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル1.5）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高圧炉心注水系を起動し，復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。</p> <p>高圧炉心注水系の第一水源は復水貯蔵槽であり，サブプレッション・チェンバ・プールの水位高信号の入力により第二水源であるサブプレッション・チェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失している場合，サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が上昇することを考慮し，高圧炉心注水系の確実な運転継続を確保する観点から，高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に手動で切り替える。</p> <p>いずれの切替えにおいても，運転中の高圧炉心注水系を停止することなく水源切替えが可能である。</p> <p>なお，事前にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超えると想定された場合には，高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで，高圧炉心注水系の水源を復水貯蔵槽に保持させる。</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>高圧炉心注水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.2.17 に示す。（高圧炉心注水系による原子炉注水）</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高圧炉心注水系による原子炉注水開始を指示する。</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により高圧炉心注水系を起動し，高圧炉心注水系注入隔離弁を全開として原子炉注水を開始する。あるいは，高圧炉心注水系が自動起動信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウエル圧力高）により起動したことを確認する。</p>		<p>設備の相違(東二は比較表 23～24 ページに記載)</p>

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	：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>中央制御室運転員A及びBは，原子炉注水が開始されたことを高圧炉心注水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>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>（高圧炉心注水系の水源切替え（サブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽の場合））</p> <p>当直副長は，中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える前に高圧炉心注水系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替え，その後の高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。</p> <p>中央制御室運転員A及びBは，高圧炉心注水系の水源切替スイッチを「CSP」位置にすることで，CSP側吸込隔離弁が全開，その後S/C側吸込隔離弁が全閉し，水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵槽へ切り替わることを確認する。また，水源切替え後における高圧炉心注水系の運転状態に異常がないことを確認する。</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>設備の相違(東二は比較表 23～24 ページに記載)</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ，制御棒駆動水系ポンプ，電動弁及び中操監視計器類への電源供給手順並びに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直流電源設備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>復水貯蔵槽への水の補給手順については「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>原子炉水位の監視又は推定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>1.2.2.5 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手順については、「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」にて整備する。</p> <p>サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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>原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系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」にて整備する。</p> <p>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直流電源設備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>原子炉水位の監視及び推定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>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>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：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）					東海第二					備考	
表 1.2.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対処設備，手順書一覧（1/6） （重大事故等対処設備（設計基準拡張））					第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対応設備，手順書一覧（1/15） （重大事故等対処設備（設計基準拡張）における原子炉隔離時冷却による原子炉注水）					対応設備を主要設備と関連設備に分けて記載（以下同様）	
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	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		
重大事故等対処設備（設計基準拡張）		原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 1	重大事故等対処設備（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	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		主要設備	サブプレッション・プール ²	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
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流125V 蓄電池A 1 直流125V 充電器A	重大事故等対処設備					原子炉隔離時冷却系ポンプ		
		高圧炉心注水系による原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管・弁 非常用交流電源設備 1	重大事故等対処設備（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			重大事故等対処設備	原子炉圧力容器		
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備					関連設備	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 所内常設直流電源設備 ¹ 非常用交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	
1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					1：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。					自主対策設備による対応手段の明確化（以下同様）	
					2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。						
					□：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）					東海第二					備考		
対応手段，対応設備，手順書一覧（2/6） （フロントライン系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（2/15） （重大事故等対応設備（設計基準拡張）における高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）					柏崎は比較表52ページに記載		
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	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 1 可搬型代替交流電源設備 1 可搬型直流電源設備 1	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	-	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備		サブプレッション・プール ²	重大事故等対応設備
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	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 「HPAC 現場起動」				関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 燃料補給設備 ¹ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ¹
1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。							

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）					東海第二					備考	
対応手段，対応設備，手順書一覧（3/6） （サポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（3/15） （フロントライン系故障時）					柏崎は比較表53ページに記載	
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		
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	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 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動（排水処理）」	フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等対応設備
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	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		
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	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		関連設備		高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替直流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対応設備	
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹	重大事故等対応設備							
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	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						
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 可搬型代替交流電源設備 ¹	重大事故等対応設備							
全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	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							
		復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 可搬型代替交流電源設備 ¹	重大事故等対応設備								

1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1：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。
 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）					東海第二					備考
対応手段，対応設備，手順書一覧（4/6） （サポート系故障時）					対応手段，対応設備，手順書一覧（4/15） （フロントライン系故障時）					柏崎は比較表53ページに記載
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	
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 1	自主対策設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水	主要設備 常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール 関連設備 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	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	
1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）					東海第二					備考		
対応手段，対応設備，手順書一覧（5/6） （監視及び制御）					対応手段，対応設備，手順書一覧（5/15） （サポート系故障時）					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			
監視及び制御		高圧代替注水系（中央制御室起動時） の監視計器	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 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等 対応設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等	サポート系故障	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） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等 対応設備	
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備								
		高圧代替注水系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等 対応設備	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 「HPAC 現場起動」				関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ¹ 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替直流電源設備 ¹ 燃料補給設備 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
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備								
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等 対応設備	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 「RCIC 現場起動」							
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備								
1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。							

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（6/6） （重大事故等の進展抑制）					対応手段，対応設備，手順書一覧（6/15） （サポート系故障時）					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処設備	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処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	
重大事故等の進展抑制		進展抑制（ほう酸水注入系による）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 1 可搬型代替交流電源設備 1	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 「SLC ポンプによる原子炉注水」	サポート系故障	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） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
		進展抑制（継続注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 1 可搬型代替交流電源設備 1	自主対策設備				関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	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
		進展抑制（制御棒駆動系による）	制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 1	自主対策設備				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 「CRD による原子炉注水」	1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。	
		高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 1	自主対策設備				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 「HPCF 緊急注水」		

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（7 / 15） （サポート系故障時）					柏崎は比較表 54 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）	対応手段 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	対応設備 サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	整備する手順書 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備（設計基準拡張） 重大事故等対応設備 重大事故等対策要領 非常時運転手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	
	1：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。 2：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考																			
	対応手段，対応設備，手順書一覧（8/15） （サポート系故障時）					柏崎は比較表54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																			
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1308 432 1397 499">分類</th> <th data-bbox="1397 432 1665 499">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th data-bbox="1665 432 1745 499">対応手段</th> <th colspan="2" data-bbox="1745 432 2228 499">対応設備</th> <th data-bbox="2228 432 2466 499">整備する手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1308 499 1397 1913" rowspan="4">サポート系故障</td> <td data-bbox="1397 499 1665 1913" rowspan="4">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）</td> <td data-bbox="1665 499 1745 1913" rowspan="2">代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</td> <td data-bbox="1745 499 1804 1913" rowspan="2">主要設備</td> <td data-bbox="1804 499 2160 751">原子炉隔離時冷却系ポンプ</td> <td data-bbox="2160 499 2466 751">重大事故等対応設備（設計基準拡張）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 751 2160 1003">復水貯蔵タンク</td> <td data-bbox="2160 751 2466 1003">自主対策設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 1003 1804 1913" rowspan="2">関連設備</td> <td data-bbox="1804 1003 2160 1255">原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備¹ 可搬型代替交流電源設備¹ 燃料補給設備¹</td> <td data-bbox="2160 1003 2466 1255">重大事故等対応設備</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 1255 2160 1507">原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ</td> <td data-bbox="2160 1255 2466 1507">重大事故等対応設備（設計基準拡張）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1804 1507 2160 1913">補給水系配管・弁</td> <td data-bbox="2160 1507 2466 1913">自主対策設備</td> </tr> </tbody> </table>	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	サポート系故障	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）	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	復水貯蔵タンク	自主対策設備	関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対応設備	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	補給水系配管・弁	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
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																				
サポート系故障	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）	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）																				
				復水貯蔵タンク	自主対策設備																				
		関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対応設備																					
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）																					
補給水系配管・弁	自主対策設備																								
1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。																									

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（9/15） （サポート系故障時）					柏崎は比較表 54 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
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）	対応手段 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対応設備	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
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ¹ 可搬型代替直流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対応設備	
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	
1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」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：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（10 / 15） （サポート系故障時）					柏崎は比較表 54 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）	対応手段 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	対応設備 主要設備 原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 関連設備 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ¹ 可搬型代替直流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁		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 重大事故等対応設備 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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。						
2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。						
□：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考												
	<p>対応手段，対応設備，手順書一覧（11 / 15） （監視及び制御）</p> <table border="1" data-bbox="1317 430 2466 995"> <thead> <tr> <th data-bbox="1317 430 1397 499">分類</th> <th data-bbox="1397 430 1665 499">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th data-bbox="1665 430 1745 499">対応手段</th> <th data-bbox="1745 430 2228 499">対応設備</th> <th data-bbox="2228 430 2466 499">整備する手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1317 499 1397 995" rowspan="2">監視及び制御</td> <td data-bbox="1397 499 1665 995" rowspan="2">-</td> <td data-bbox="1665 499 1745 995" rowspan="2">高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視</td> <td data-bbox="1745 499 2151 785"> 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位 </td> <td data-bbox="2151 499 2466 785"> 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 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1745 785 2151 995">原子炉水位（狭帯域）</td> <td data-bbox="2151 785 2466 995"> 自主対策設備 重大事故等対策要領 </td> </tr> </tbody> </table> <p>1：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。 2：サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。</p>	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	監視及び制御	-	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	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	原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備 重大事故等対策要領	<p>柏崎は比較表 56 ページに記載</p>
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										
監視及び制御	-	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	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										
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備 重大事故等対策要領										

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考																
	対応手段，対応設備，手順書一覧（12 / 15） （監視及び制御） <table border="1" data-bbox="1314 430 2466 997"> <thead> <tr> <th data-bbox="1314 430 1397 499">分類</th> <th data-bbox="1397 430 1665 499">機能喪失を想定する設計基準事故対応設備</th> <th data-bbox="1665 430 1745 499">対応手段</th> <th colspan="2" data-bbox="1745 430 2228 499">対応設備</th> <th data-bbox="2228 430 2466 499">整備する手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1314 499 1397 997" rowspan="2">監視及び制御</td> <td data-bbox="1397 499 1665 997" rowspan="2">-</td> <td data-bbox="1665 499 1745 997" rowspan="2">高圧代替注水系（現場起動時）の監視</td> <td data-bbox="1745 499 1798 997" rowspan="2">主要設備</td> <td data-bbox="1798 499 2154 751"> 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 可搬型計測器 </td> <td data-bbox="2154 499 2228 751">重大事故等対応設備</td> <td data-bbox="2228 499 2466 751">非常時運転手順書（徴候ベース）「水位確保」等</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1798 751 2154 997"> 原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 </td> <td data-bbox="2154 751 2228 997">自主対策設備</td> <td data-bbox="2228 751 2466 997">重大事故等対策要領</td> </tr> </tbody> </table>					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	監視及び制御	-	高圧代替注水系（現場起動時）の監視	主要設備	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 可搬型計測器	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	原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備	重大事故等対策要領	柏崎は比較表56ページに記載
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																	
監視及び制御	-	高圧代替注水系（現場起動時）の監視	主要設備	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 可搬型計測器	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																
				原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備	重大事故等対策要領																
1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。																						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考													
	<p>対応手段，対処設備，手順書一覧（13 / 15） （重大事故等の進展抑制）</p> <table border="1" data-bbox="1314 430 2466 997"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対応設備</th> <th>整備する手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">重大事故等の進展抑制</td> <td rowspan="2"></td> <td>ほう酸水注入系による進展抑制 「ほう酸水注入」</td> <td> 主要設備 ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク </td> <td> 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 </td> </tr> <tr> <td>関連設備</td> <td> ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備¹ 可搬型代替交流電源設備¹ 燃料補給設備¹ </td> <td> 重大事故等対処設備 重大事故等対策要領 </td> </tr> </tbody> </table> <p>1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 □：自主的に整備する対応手段を示す。</p>	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	重大事故等の進展抑制		ほう酸水注入系による進展抑制 「ほう酸水注入」	主要設備 ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	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	関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対処設備 重大事故等対策要領	<p>柏崎は比較表 57 ページに記載</p>
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											
重大事故等の進展抑制		ほう酸水注入系による進展抑制 「ほう酸水注入」	主要設備 ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	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											
		関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対処設備 重大事故等対策要領											

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考
	対応手段，対応設備，手順書一覧（14 / 15） （重大事故等の進展抑制）					柏崎は比較表 57 ページに記載
重大事故等の進展抑制	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	
		ほう酸水注入系による進展抑制 「継続注水」	主要設備 ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	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	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ¹ 可搬型代替交流電源設備 ¹ 燃料補給設備 ¹	重大事故等対応設備		
			純水系	自主対策設備		
1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二					備考
	対応手段，対処設備，手順書一覧（15 / 15） （重大事故等の進展抑制）					柏崎は比較表 57 ページに記載
分類 重大事故等の進展抑制	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段 制御棒駆動水圧系による進展抑制	対応設備		整備する手順書	
			主要設備	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 燃料補給設備	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁	自主対策設備	
1：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。 2：サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「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。 □：自主的に整備する対応手段を示す。						

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考																																																																																	
<p>表 1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧(1/5)</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">1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉の冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧</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>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>高圧代替注水系系統流量</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">事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧</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>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>操作</td> <td>補機監視機能</td> <td>可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">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 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動(排水処理)」</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>電源</td> <td>直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧</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>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="2">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>可搬式原子炉水位計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</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）	1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉の冷却			事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧	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)	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	高圧代替注水系系統流量	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(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧	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)	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	操作	補機監視機能	可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却			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 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動(排水処理)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧	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)	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	可搬式原子炉水位計	補機監視機能	可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	<p>第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧(1/8)</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">1.2.2.1 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) 原子炉隔離時冷却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>給水流量</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>給水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> <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>原子炉圧力容器内への注水量</td> <td>原子炉隔離時冷却系系統流量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 colspan="2">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。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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。</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）	1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順			(1) 原子炉隔離時冷却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	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	給水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	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	原子炉圧力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹	水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹	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>柏崎は比較表 70 ページに記載</p> <p>東二は対応手順、柏崎は手順書の記載をしている（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）																																																																																	
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉の冷却																																																																																			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧																																																																																
		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)																																																																																
		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	高圧代替注水系系統流量																																																																																
		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(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧																																																																																
		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)																																																																																
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)																																																																																
	操作	補機監視機能	可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力																																																																																
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却																																																																																			
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 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動(排水処理)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧																																																																																
		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)																																																																																
		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	可搬式原子炉水位計																																																																																
		補機監視機能	可搬型回転計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力																																																																																
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）																																																																																	
1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順																																																																																			
(1) 原子炉隔離時冷却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																																																																																
		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	給水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																																																																																
	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																																																																																
		原子炉圧力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹																																																																																
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹																																																																																
		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。																																																																																			

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：4月28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20日版）			東海第二			備考			
監視計器一覧(2/5)			監視計器一覧(2/8)			柏崎は比較表 71 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)				
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)重大事故等の進展抑制			1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順						
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 「SLC ポンプによる原子炉注水」	判断基準	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	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) 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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)			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) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹			
		水源の確保	水源(以下のうち、いずれか一つ) 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位 純水タンク水位			給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水ポンプ吐出ヘッド圧力			
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ出口圧力 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		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) ¹ 原子炉水位(SA燃料域) ¹			
	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 「CRD による原子炉注水」	判断基準	電源		M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧	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注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量 ¹
			補機監視機能		原子炉補機冷却系(A)系統流量			水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹
			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)						
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度						
	原子炉圧力容器への注水流量	制御棒駆動系系統流量							
	補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力							
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)							

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。

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：4月28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20日版）			東海第二			備考
監視計器一覧(3/5)			監視計器一覧(3/8)			柏崎は比較表 67 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)	
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)重大事故等の進展抑制			1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水			
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 「HPCF 緊急注水」	判断基準	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	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) 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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)		原子炉压力容器への注水流量	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
	操作	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)		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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	補機監視機能	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	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(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) 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流量	高圧炉心注水系(B)系統流量		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹
		補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 ¹
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹
			a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動			
			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：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）			東海第二			備考		
監視計器一覧(4/5)			監視計器一覧(4/8)			柏崎は比較表 67 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)			
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水			1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水					
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤電圧 AM 用直流 125V 蓄電池電圧	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) 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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)			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		
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位			原子炉圧力容器への注水流量	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 高圧代替注水系系統流量 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) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ¹		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)		補機監視機能	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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量		原子炉圧力容器内の水位	可搬型計測器		
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン軸受給油圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度 原子炉隔離時冷却系タービン反カップリング側軸受戻り油温度 原子炉隔離時冷却系タービンカップリング側軸受戻り油温度		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力		
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位						
					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：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）			東海第二			備考		
監視計器一覧(5/5)			監視計器一覧(5/8)			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)			
1.2.2.4 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2)高圧炉心注水系による原子炉注水			1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水					
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧 ³ P / C 2 C 電圧 ³ M / C 2 D 電圧 ³ P / C 2 D 電圧 ³ 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B		
		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		
		水源の確保			復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位	サブプレッション・プール水位 ¹		
	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		
		原子炉压力容器内の圧力			原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	原子炉圧力 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹		
		原子炉压力容器への注水流量			高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量	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			高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)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	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位			サブプレッション・プール水位 ¹			
						操作		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 ¹ 原子炉圧力(SA) ¹
					高圧代替注水系系統流量 ¹			
					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。					

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：4月28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20日版）	東海第二			備考																	
	<p>監視計器一覧（6/8）</p> <table border="1" data-bbox="1317 386 2445 1570"> <thead> <tr> <th data-bbox="1317 386 1665 457">対応手順</th> <th data-bbox="1665 386 2000 457">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2000 386 2445 457">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1317 470 2445 541"> 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 554 1596 1570" rowspan="5"> b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動 </td> <td data-bbox="1596 554 1665 1570" rowspan="5"> 判断基準 </td> <td data-bbox="1665 554 2445 793"> 電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧³ P / C 2 C 電圧³ M / C 2 D 電圧³ P / C 2 D 電圧³ 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 806 2445 970"> 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（広帯域）¹ 原子炉水位（燃料域）¹ 原子炉水位（S A 広帯域）¹ 原子炉水位（S A 燃料域）¹ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 982 2445 1079"> 原子炉圧力容器への注水流量 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 高圧代替注水系系統流量¹ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1092 2445 1188"> 水源の確保 サプレッション・プール水位¹ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1201 2445 1297"> 補機監視機能 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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 1310 1596 1570" rowspan="2"> 操作 </td> <td data-bbox="1596 1310 1665 1570" rowspan="2"> 補機監視機能 </td> <td data-bbox="1665 1310 2445 1402"> 原子炉圧力容器内の水位 可搬型計測器 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1415 2445 1570"> 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 </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）	1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水			b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧 ³ P / C 2 C 電圧 ³ M / C 2 D 電圧 ³ P / C 2 D 電圧 ³ 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（S A 広帯域） ¹ 原子炉水位（S A 燃料域） ¹	原子炉圧力容器への注水流量 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 高圧代替注水系系統流量 ¹	水源の確保 サプレッション・プール水位 ¹	補機監視機能 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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	操作	補機監視機能	原子炉圧力容器内の水位 可搬型計測器	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	<p>東二固有の対応</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）																			
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水																					
b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧 ³ P / C 2 C 電圧 ³ M / C 2 D 電圧 ³ P / C 2 D 電圧 ³ 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B																			
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（広帯域） ¹ 原子炉水位（燃料域） ¹ 原子炉水位（S A 広帯域） ¹ 原子炉水位（S A 燃料域） ¹																			
		原子炉圧力容器への注水流量 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 高圧代替注水系系統流量 ¹																			
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ¹																			
		補機監視機能 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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力																			
操作	補機監視機能	原子炉圧力容器内の水位 可搬型計測器																			
		高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力																			
<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：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考																												
	<p>監視計器一覧（7/8）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 386 1665 457">対応手順</th> <th data-bbox="1665 386 2000 457">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2000 386 2436 457">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1311 464 2436 527">1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 527 1596 1304" rowspan="6">a. ほう酸水注入系による原子炉注水</td> <td data-bbox="1596 527 1665 1304" rowspan="6">判断基準</td> <td data-bbox="1665 527 2000 632">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2000 527 2436 632">原子炉圧力¹ 原子炉圧力（SA）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 632 2000 810">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2000 632 2436 810">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 810 2000 915">原子炉圧力容器への注水流量</td> <td data-bbox="2000 810 2436 915">原子炉隔離時冷却系系統流量¹ 高压代替注水系統流量¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 915 2000 1094">電源</td> <td data-bbox="2000 915 2436 1094">275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧³ M / C 2 D 電圧³ P / C 2 C 電圧³ P / C 2 D 電圧³</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1094 2000 1199">水源の確保</td> <td data-bbox="2000 1094 2436 1199">ほう酸水貯蔵タンク液位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1199 2000 1304">補機監視機能</td> <td data-bbox="2000 1199 2436 1304">原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 1304 1596 1692" rowspan="3"></td> <td data-bbox="1596 1304 1665 1692" rowspan="3">操作</td> <td data-bbox="1665 1304 2000 1482">原子炉圧力容器内の水位</td> <td data-bbox="2000 1304 2436 1482">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 1482 2000 1587">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="2000 1482 2436 1587">原子炉圧力¹ 原子炉圧力（SA）¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1587 2000 1692">補機監視機能</td> <td data-bbox="2000 1587 2436 1692">ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1311 1692 2436 1797">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）	1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			a. ほう酸水注入系による原子炉注水	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	原子炉圧力容器内の水位	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流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹ 高压代替注水系統流量 ¹	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧 ³ M / C 2 D 電圧 ³ P / C 2 C 電圧 ³ P / C 2 D 電圧 ³	水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力		操作	原子炉圧力容器内の水位	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	補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	<p>柏崎は比較表 68 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）																												
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制																														
a. ほう酸水注入系による原子炉注水	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																											
		原子炉圧力容器内の水位	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流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ¹ 高压代替注水系統流量 ¹																											
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M / C 2 C 電圧 ³ M / C 2 D 電圧 ³ P / C 2 C 電圧 ³ P / C 2 D 電圧 ³																											
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位																											
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力																											
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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																											
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																											

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二		備考																				
	<p>監視計器一覧（8/8）</p> <table border="1" data-bbox="1317 386 2439 1730"> <thead> <tr> <th data-bbox="1317 386 1665 457">対応手順</th> <th data-bbox="1665 386 2000 457">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2000 386 2439 457">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1317 457 2439 529">1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 529 1596 1129" rowspan="5">b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水</td> <td data-bbox="1596 529 1665 1129" rowspan="5">判断基準</td> <td data-bbox="1665 529 2439 632">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 data-bbox="1665 632 2439 810">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 data-bbox="1665 810 2439 913">原子炉圧力容器への注水流量 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 高圧代替注水系系統流量¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 913 2439 1016">水源の確保 復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1016 2439 1129">補機監視機能 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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 1129 1596 1730" rowspan="5"></td> <td data-bbox="1596 1129 1665 1730" rowspan="5">操作</td> <td data-bbox="1665 1129 2439 1308">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 data-bbox="1665 1308 2439 1411">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 data-bbox="1665 1411 2439 1514">原子炉圧力容器への注水量 制御棒駆動水圧系系統流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1514 2439 1617">水源の確保 復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1665 1617 2439 1730">補機監視機能 制御棒駆動系冷却水ライン流量</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1317 1730 2439 1833">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）	1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	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	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 高圧代替注水系系統流量 ¹	水源の確保 復水貯蔵タンク水位	補機監視機能 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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		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 制御棒駆動水圧系系統流量	水源の確保 復水貯蔵タンク水位	補機監視機能 制御棒駆動系冷却水ライン流量	<p>柏崎は比較表 68 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）																					
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制																							
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	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																					
		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 高圧代替注水系系統流量 ¹																					
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位																					
		補機監視機能 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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力																					
	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 制御棒駆動水圧系系統流量																					
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位																					
		補機監視機能 制御棒駆動系冷却水ライン流量																					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）			東海第二			備考
表 1.2.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備			第1.2 - 3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備			
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 AM 用直流125V	【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉隔離時冷却系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 緊急用直流125V主母線盤	
	原子炉隔離時冷却系弁	所内蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 直流 125V A 系 直流 125V A-2 系 AM 用直流 125V		高圧代替注水系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤	
	ほう酸水注入系ポンプ・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		ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2 C 系 MCC 2 D 系	
	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		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 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤	

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
		<p>柏崎は比較表 76 ページに記載</p>

第 1.2 - 1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

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：4月28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20日版）

東海第二

備考

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

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

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	
高圧注水系機能喪失	HPCF B機能喪失	HPCFポンプB故障 弁故障							
		静的機器故障	配管						
			水源	CSP水源 S/P水源	CSP 配管 S/P ストレナ				
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ 弁					
			RSW機能喪失	静的機器故障	RCW Hx 配管				
				静的機器故障	配管 ストレナ				
			駆動源喪失(AC電源)	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			駆動源喪失(AC電源)	P/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
				M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
		駆動源喪失(DC電源)	主母線短絡故障 遮断器故障	蓄電池機能喪失					
			直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失		
		HPCF C機能喪失	HPCFポンプC故障 弁故障						
	静的機器故障		配管						
			水源	CSP水源 S/P水源	CSP 配管 S/P ストレナ				
	補機冷却系故障		RCW機能喪失	RCWポンプ 弁					
			RSW機能喪失	静的機器故障	RCW Hx 配管				
				静的機器故障	配管 ストレナ				
			駆動源喪失(AC電源)	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			駆動源喪失(AC電源)	P/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
				M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
	駆動源喪失(DC電源)		主母線短絡故障 遮断器故障	蓄電池機能喪失					
			直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失		
	RCIC機能喪失		RCICポンプ故障 弁故障						
		静的機器故障	配管						
水源			CSP水源 S/P水源	CSP 配管 S/P ストレナ					
駆動源喪失(DC電源)		主母線短絡故障 遮断器故障	蓄電池機能喪失						
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			

柏崎固有の記載

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。

図 1.2.1 機能喪失原因対策分析(補足)

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：4月28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20日版）

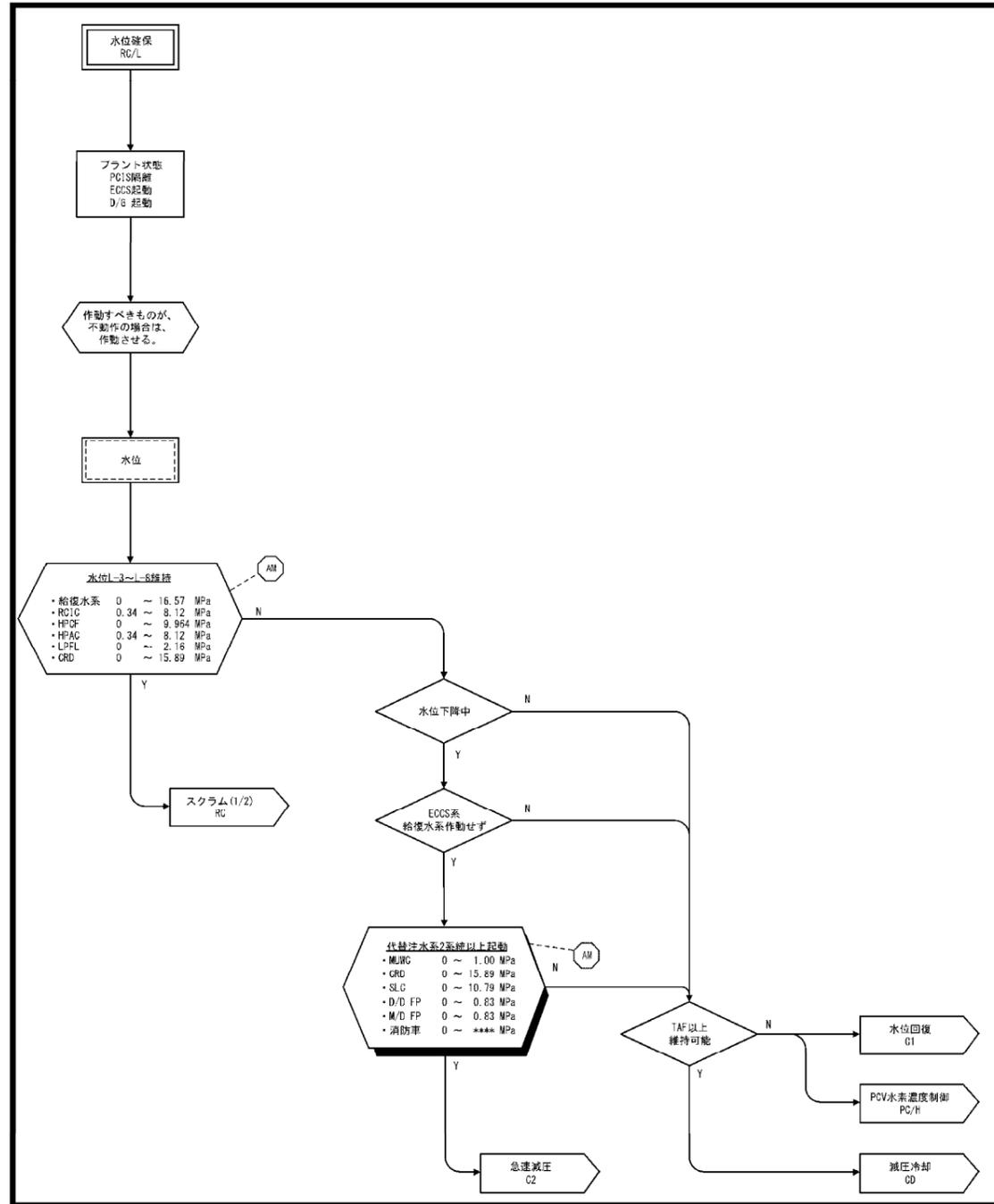
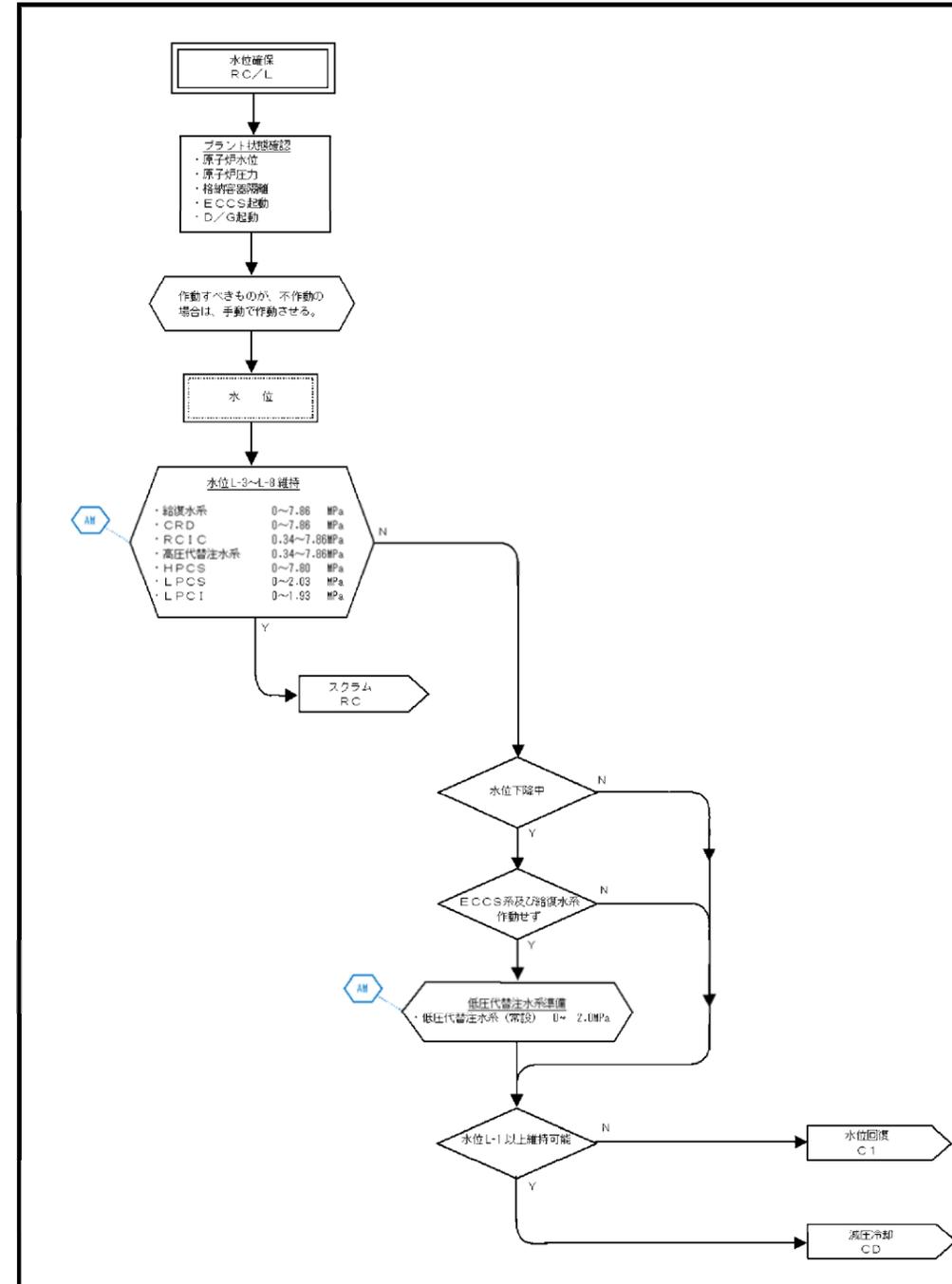


図 1.2.2 EOP 「水位確保」における対応フロー

東海第二



第 1.2 - 2 図 非常時運転手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

備考

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）

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
		<p>第1.2-3図 非常時運転手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー</p>

図 1.2.3 EOP 「水位回復」における対応フロー

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考						
	<p>格納容器 原子炉圧力容器 ドライウェル サプレッション・プール タービン 原子炉隔離時冷却ポンプ 復水貯蔵タンク 主蒸気管 → タービンへ 残留熱除去系より</p> <p>(凡例) [D] : ポンプ [AO] : 空気作動弁 [MO] : 電動弁 [BO] : 油圧調整弁 [X] : 逆止弁 [X] : 手動弁 [] : 注水ライン [] : 蒸気(排気含む)ライン</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 : 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> <p>第 1.2 - 4 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	1	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	<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 97 ページに記載</p> <p>記載例を追記（以下同様）</p>
操作手順	弁名称							
1	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁							
2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁							

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考				
	<table border="1" data-bbox="1314 1640 1952 1724"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2</td> <td>高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例：操作手順番号を示す。</p> <p>第1.2-5図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	2	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表99ページに記載</p>
操作手順	弁名称					
2	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

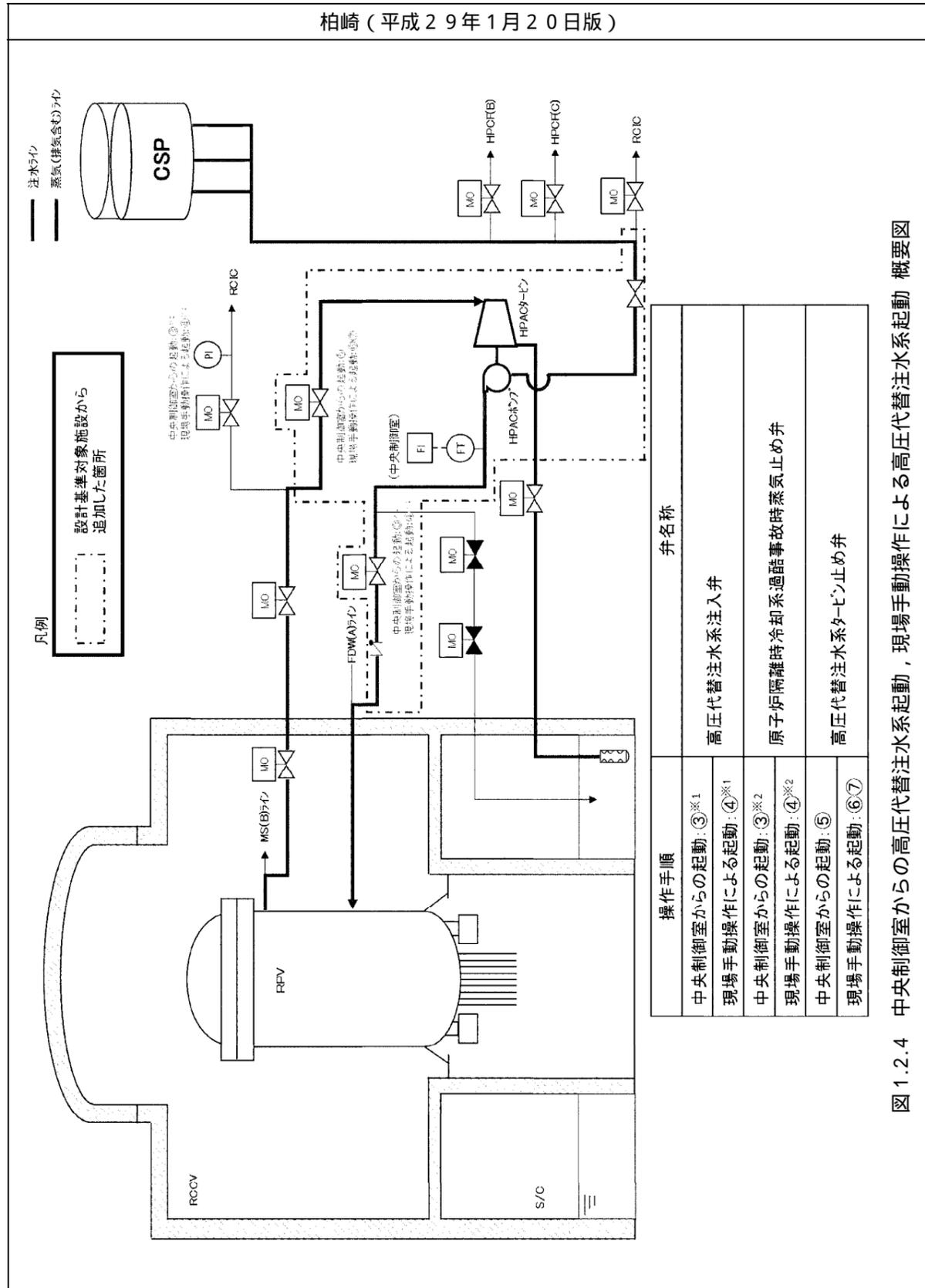
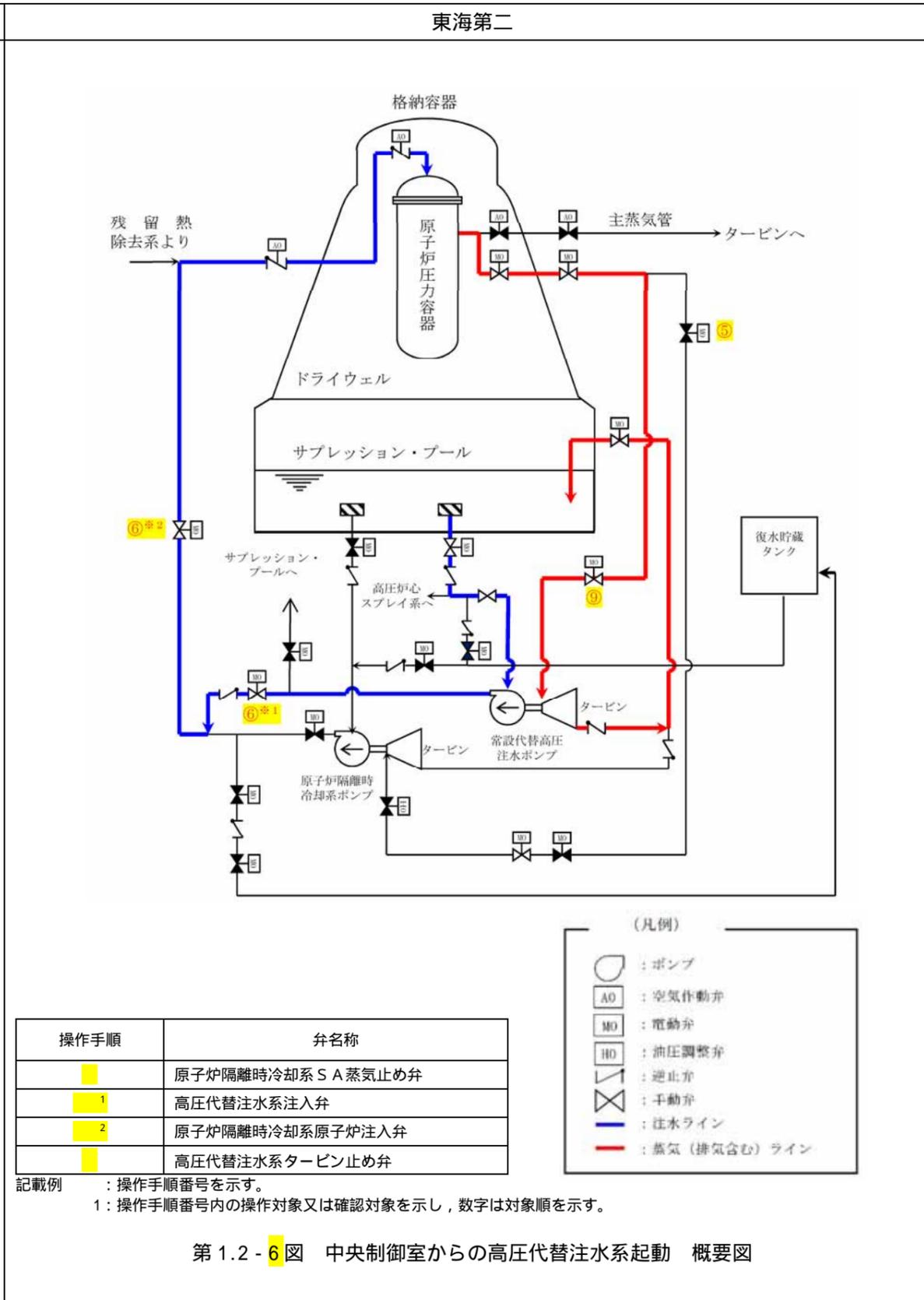


図 1.2.4 中央制御室からの高圧代替注水系起動，現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図



【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	要員(数)		
中央制御室からの 高圧代替注水水系起動	中央制御室運転員 A、B 2	中央制御室運転員 A 1 現場運転員 C、D 2 現場運転員 E、F 2		

柏崎（平成29年1月20日版）		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	要員(数)		
中央制御室からの 高圧代替注水水系起動	中央制御室運転員 A、B 2	中央制御室運転員 A 1 現場運転員 C、D 2 現場運転員 E、F 2		

図 1.2.5 中央制御室からの高圧代替注水水系起動 タイムチャート

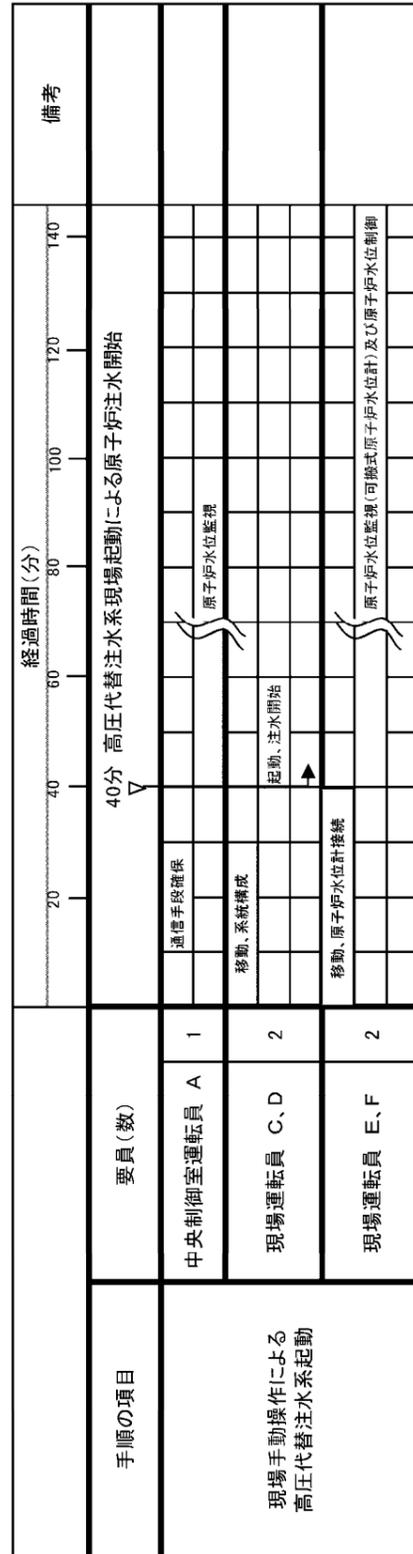
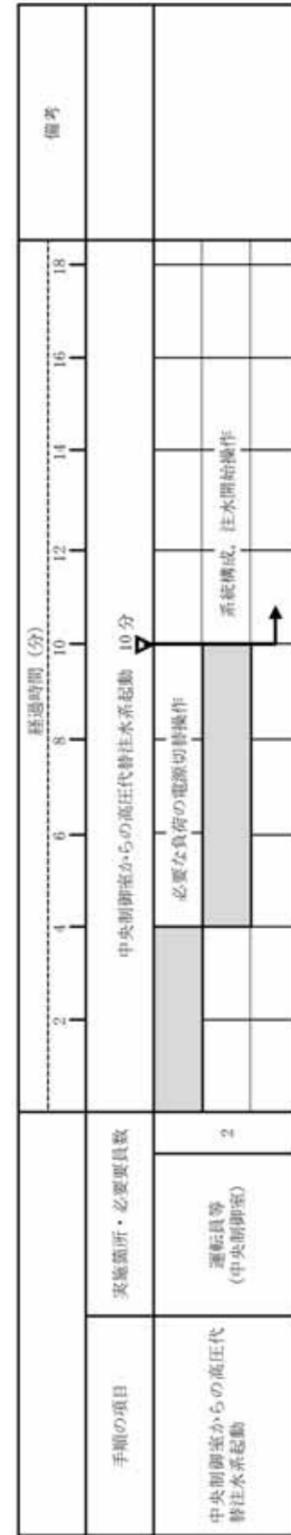


図 1.2.6 現場手動操作による高圧代替注水水系起動 タイムチャート



第 1.2 - 7 図 中央制御室からの高圧代替注水水系起動 タイムチャート

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

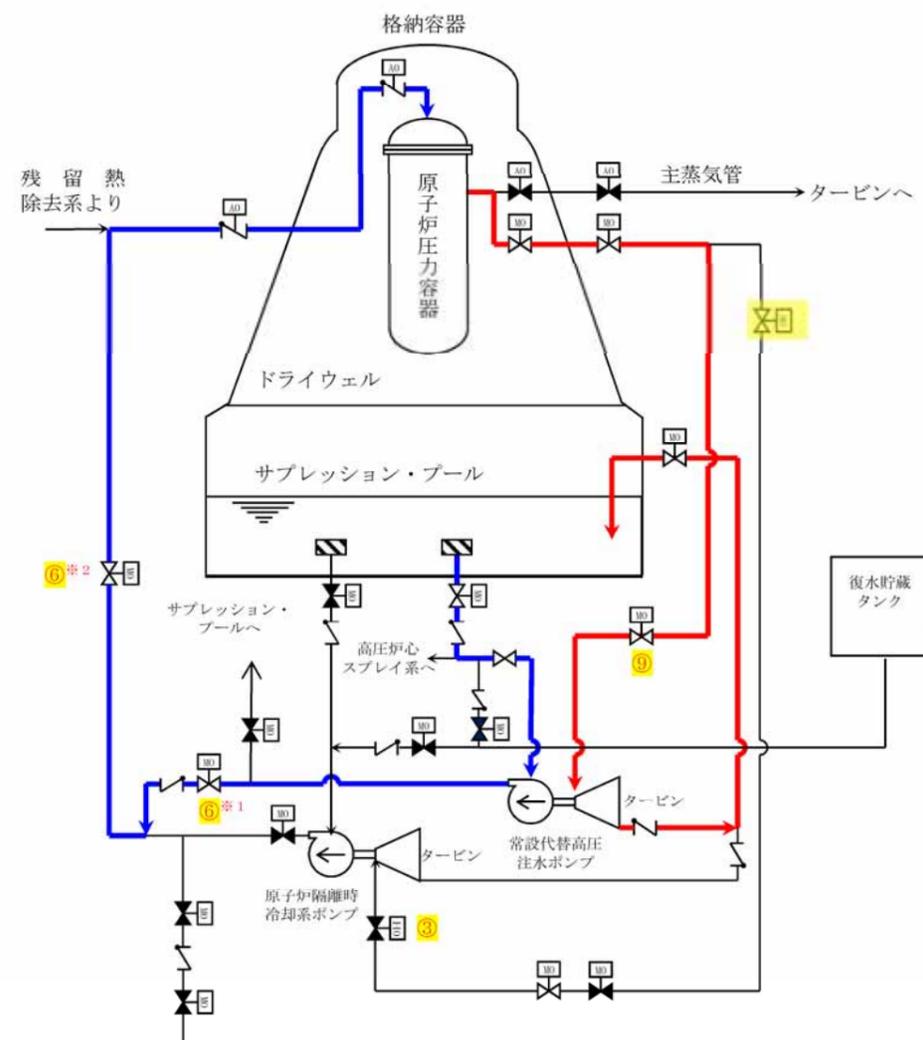
赤色：設備、運用又は体制の相違（設計方針の違い）
 青色：記載箇所と内容の相違（記載方針の相違）
 緑色：記載表現、設備名の相違（設備名の相違：差異なし）
 黄色塗りつぶし：4月28日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

柏崎（平成29年1月20日版）

東海第二

備考

柏崎は比較表 83 ページに記載



操作手順	弁名称
[]	トリップ・スロットル弁
[] ¹	高圧代替注水系注入弁
[] ²	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
[]	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例 []：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 1.2 - 8 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考										
	<p>経過時間（分）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>手続の項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員等 (中央制御室)</td> <td rowspan="3">現場手動操作による高圧代替注水系起動</td> </tr> <tr> <td>1</td> </tr> <tr> <td>2</td> </tr> <tr> <td>運転員等 (現場)</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>運転員等 (現場)</td> <td>2</td> </tr> </tbody> </table>	実施箇所・必要要員数	手続の項目	運転員等 (中央制御室)	現場手動操作による高圧代替注水系起動	1	2	運転員等 (現場)	2	運転員等 (現場)	2	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表 84 ページに記載</p>
実施箇所・必要要員数	手続の項目											
運転員等 (中央制御室)	現場手動操作による高圧代替注水系起動											
1												
2												
運転員等 (現場)	2											
運転員等 (現場)	2											

第 1.2 - 9 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考																
<p>図 1.2.7 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図</p> <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>原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※2</td> <td>原子炉隔離時冷却系 真空タンク外レイン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※3</td> <td>原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管トレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※4</td> <td>原子炉隔離時冷却系 セハレ外レイン弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子炉隔離時冷却系 注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑧</td> <td>原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	⑤※1	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	⑤※2	原子炉隔離時冷却系 真空タンク外レイン弁	⑤※3	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管トレン弁	⑤※4	原子炉隔離時冷却系 セハレ外レイン弁	⑥	原子炉隔離時冷却系 注入弁	⑧	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	⑨	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁		<p>柏崎固有の対応</p>
操作手順	弁名称																	
⑤※1	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁																	
⑤※2	原子炉隔離時冷却系 真空タンク外レイン弁																	
⑤※3	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管トレン弁																	
⑤※4	原子炉隔離時冷却系 セハレ外レイン弁																	
⑥	原子炉隔離時冷却系 注入弁																	
⑧	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁																	
⑨	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁																	

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>図 1.2.8 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動に伴う排水処理 概要図</p>		<p>柏崎固有の対応</p>

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

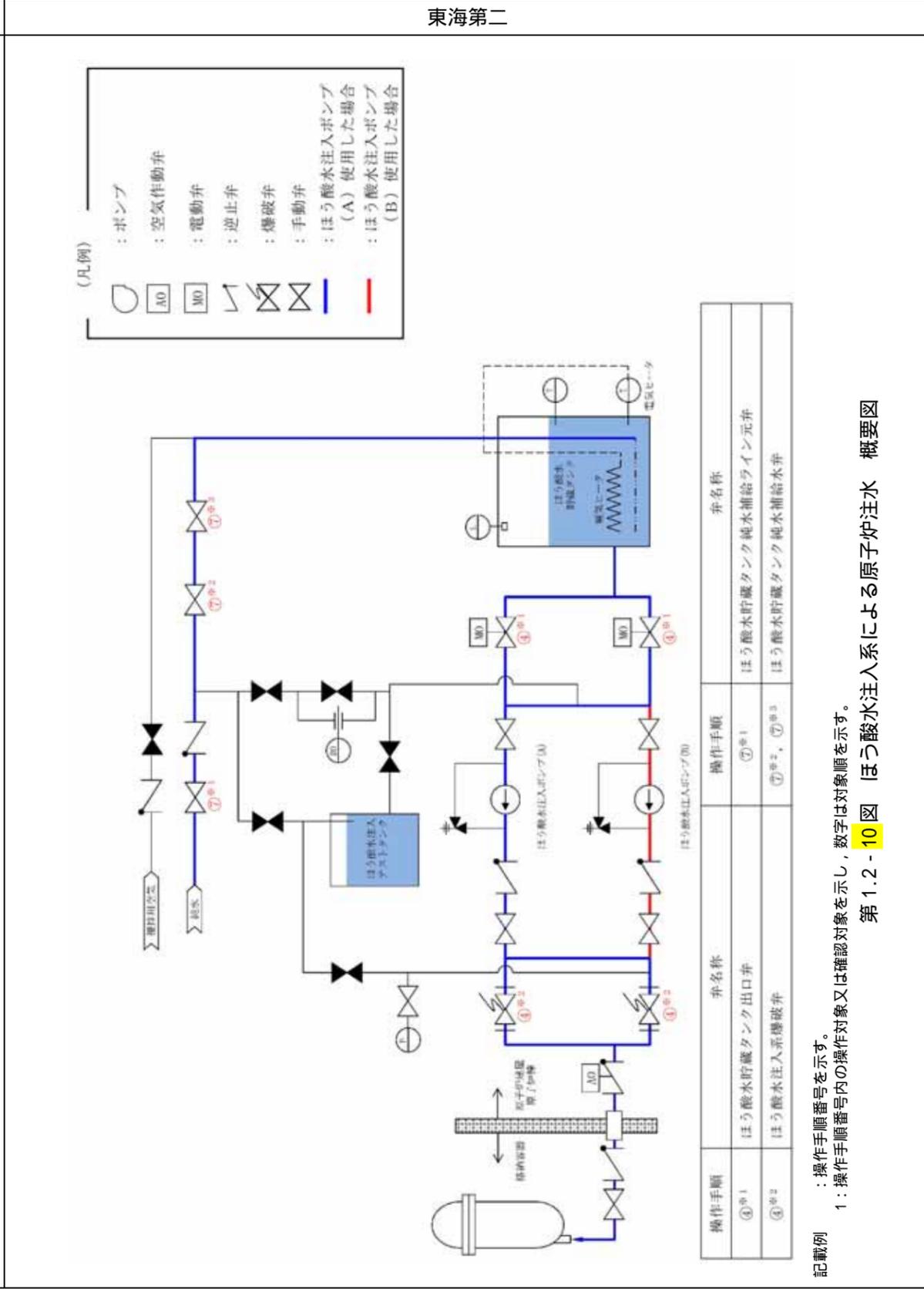
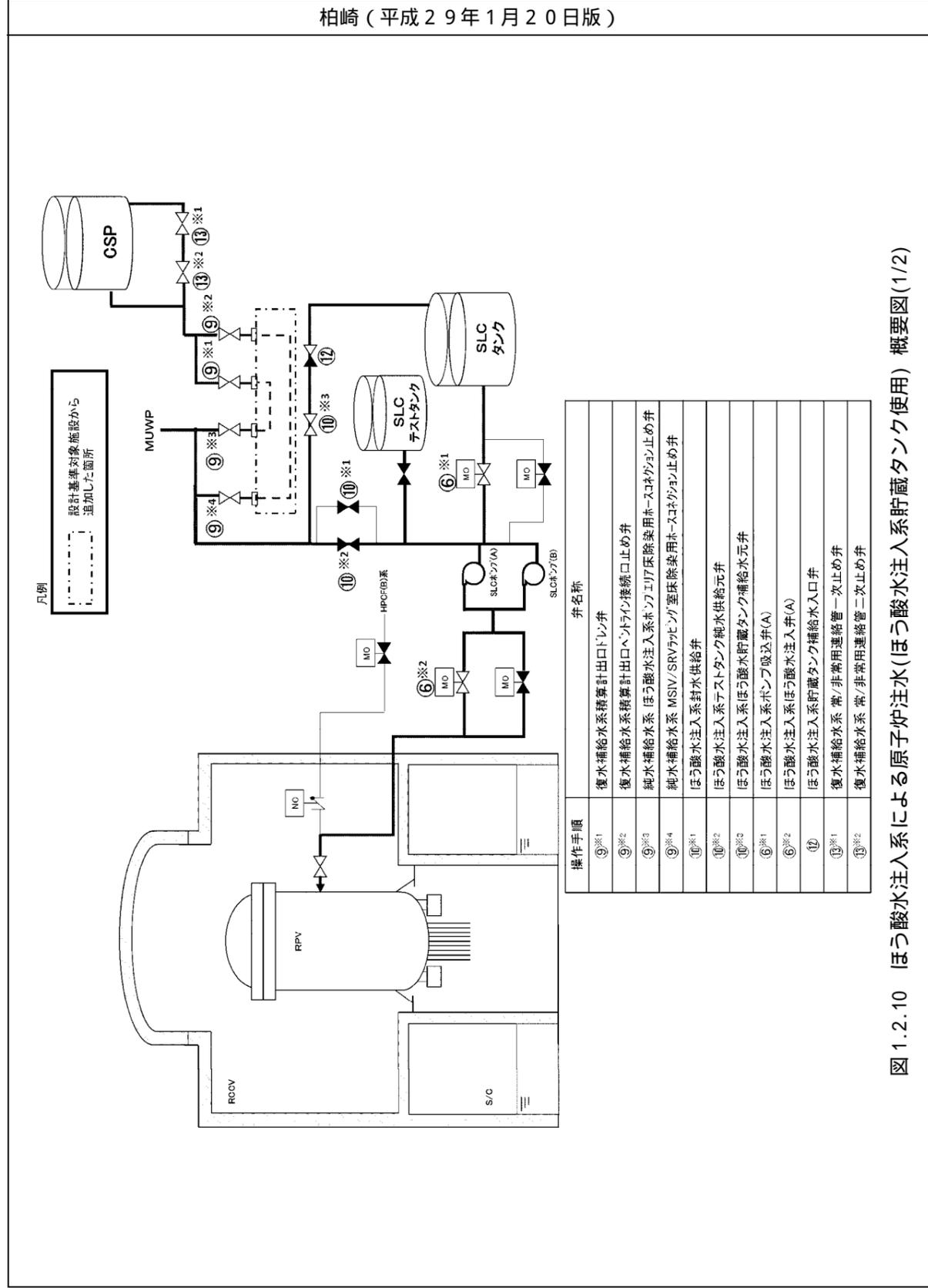
柏崎（平成29年1月20日版）		東海第二	備考
手順の項目 現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動	要員(数)		
	中央制御室運転員 A	1	
	現場運転員 C、D	2	
	現場運転員 E、F	2	
	緊急時対策要員	4	
経過時間(分) 20 40 60 80 100 120 140 160 180			
原子炉隔離時冷却系現場起動による原子炉注水開始 90分 原子炉排水開始 180分			
通信手段確保 移動、系統構成 原子炉水位監視 保護員配置 移動、原子炉水位計接続 移動、原機材搬入 電源ケーブル布設・接続 ホース付設・接続 発電機・水中ポンプ起動			
移動、注水開始 保護員配置補助 原子炉水位監視(可搬式原子炉水位計)及び原子炉水位制御			

図 1.2.9 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート

柏崎固有の対応

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所



備考

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考																						
<p>凡例 - - - - - 設計基準対象施設から追加した箇所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥※1</td> <td>復水補給水系積算計出口ドレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※2</td> <td>復水補給水系積算計出口ベンチライン接続口止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※3</td> <td>純水補給水系 ほう酸水注入系ホップエリア床除染用ホースコネクション止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※4</td> <td>純水補給水系 MSIV/SRVツッピン室床除染用ホースコネクション止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※1</td> <td>ほう酸水注入系封水供給弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※2⑨※1</td> <td>ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁</td> </tr> <tr> <td>⑦※3</td> <td>ほう酸水注入系テストタンク出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※2</td> <td>ほう酸水注入系ほう酸水注入弁(A)</td> </tr> <tr> <td>⑩※1</td> <td>復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※2</td> <td>復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 1.2.10 ほう酸水注入系による原子炉注水(ほう酸水注入系テストタンク使用) 概要図(2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑥※1	復水補給水系積算計出口ドレン弁	⑥※2	復水補給水系積算計出口ベンチライン接続口止め弁	⑥※3	純水補給水系 ほう酸水注入系ホップエリア床除染用ホースコネクション止め弁	⑥※4	純水補給水系 MSIV/SRVツッピン室床除染用ホースコネクション止め弁	⑦※1	ほう酸水注入系封水供給弁	⑦※2⑨※1	ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁	⑦※3	ほう酸水注入系テストタンク出口弁	⑧※2	ほう酸水注入系ほう酸水注入弁(A)	⑩※1	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁	⑩※2	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁		<p>備考</p> <p>柏崎固有の対応</p>
操作手順	弁名称																							
⑥※1	復水補給水系積算計出口ドレン弁																							
⑥※2	復水補給水系積算計出口ベンチライン接続口止め弁																							
⑥※3	純水補給水系 ほう酸水注入系ホップエリア床除染用ホースコネクション止め弁																							
⑥※4	純水補給水系 MSIV/SRVツッピン室床除染用ホースコネクション止め弁																							
⑦※1	ほう酸水注入系封水供給弁																							
⑦※2⑨※1	ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁																							
⑦※3	ほう酸水注入系テストタンク出口弁																							
⑧※2	ほう酸水注入系ほう酸水注入弁(A)																							
⑩※1	復水補給水系 常/非常用連絡管一次止め弁																							
⑩※2	復水補給水系 常/非常用連絡管二次止め弁																							

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

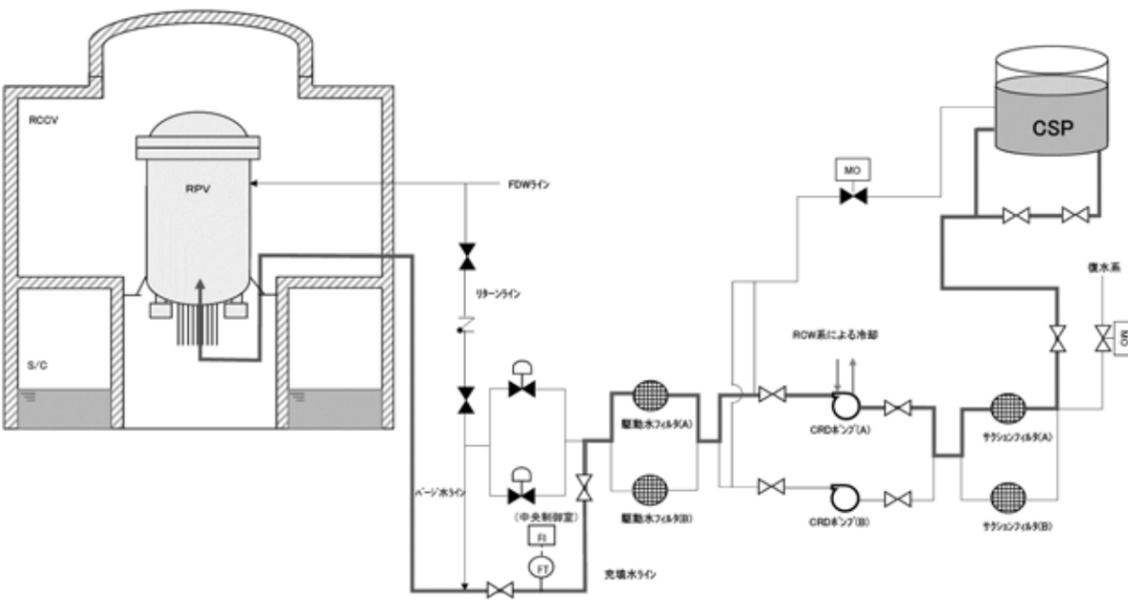
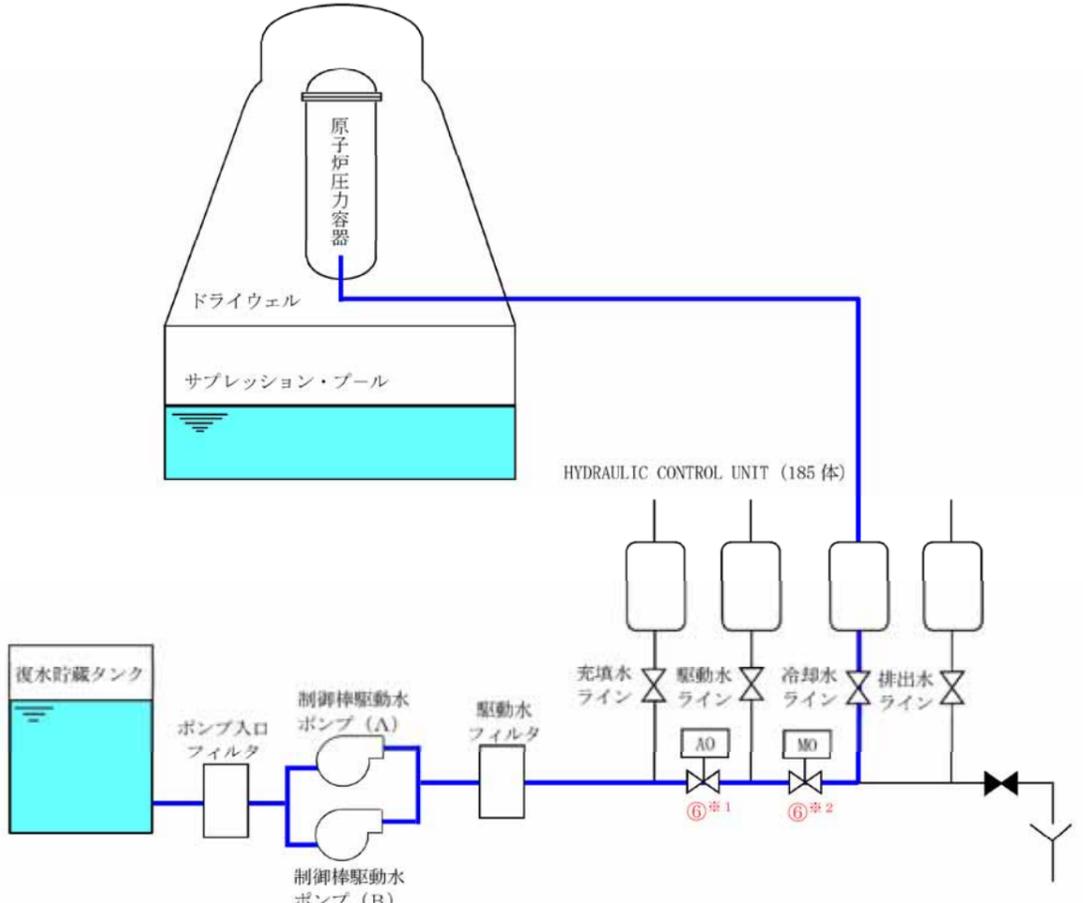
柏崎（平成29年1月20日版）		東海第二		備考						
手順の項目 ほう酸水注入系による原子炉注水（原子炉注水へのほう酸水注入及び継続注水）（ほう酸水貯蔵タンク使用）	要員(数)	2								
	中央制御室運転員 A、B	2								
	現場運転員 C、D	2								
	現場運転員 E、F	2								
経過時間(分)		10	20	30	40	50	60	70	80	90
ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入開始 ほう酸水注入系による原子炉への継続注水準備完了										
通信手段確保、電源確認										
ポンプ起動、ほう酸水注入開始										
移動、電源確保										
移動、ホース接続										
系統構成										
備考										
手順の項目 ほう酸水注入系による原子炉注水（テストタンク使用）	要員(数)	2								
	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								
経過時間(分)		10	20	30	40	50	60	70	80	90
ほう酸水注入系による原子炉注水開始 75分										
通信手段確保、電源確認										
移動、ホース接続										
移動、電源確保										
系統構成										
ポンプ起動、注水開始										
備考										
手順の項目 ほう酸水注入系による原子炉注水	実施箇所・必要要員数	2分								
	運転員等（中央制御室）	1								
ほう酸水注入系による原子炉注水	運転員等（現場）	2								
	ほう酸水貯蔵タンク純水補給開始操作									
経過時間(分)		10	20	30	40	50	60	70	80	90
注水開始操作										
ほう酸水注入系による原子炉注水										
ほう酸水貯蔵タンク純水補給開始操作										
移動										
系統構成										
ほう酸水貯蔵タンク純水補給										
備考										

図 1.2.11 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート

第 1.2 - 11 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考						
 <p>図 1.2.12 制御棒駆動系による原子炉注水 概要図</p>	 <p>（凡例）</p> <ul style="list-style-type: none">  : ポンプ  : 空気作動弁  : 電動弁  : 手動弁 <table border="1" data-bbox="1320 1459 2077 1585"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>制御棒駆動水圧系流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 : 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> <p>第 1.2 - 12 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	1	制御棒駆動水圧系流量調整弁	2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁	
操作手順	弁名称							
1	制御棒駆動水圧系流量調整弁							
2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁							

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28日からの変更点
 []：本文十号に記載する箇所

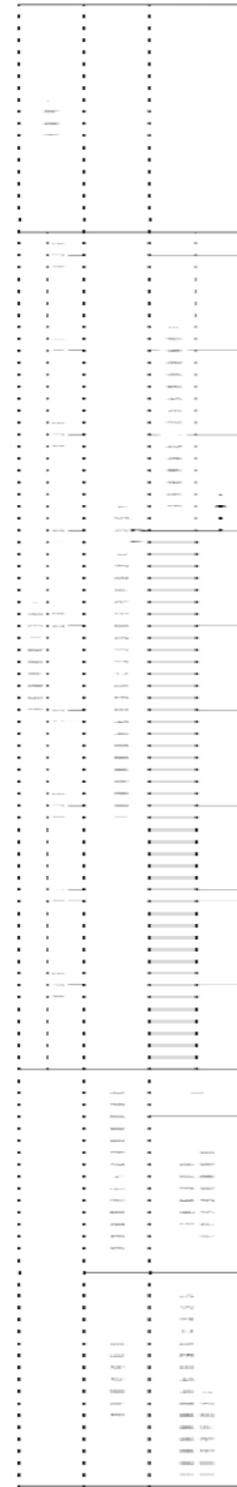
柏崎（平成29年1月20日版）

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				
制御棒駆動系による原子炉注水	中央制御室運転員 A、B 2	20分 制御棒駆動系による原子炉注水											
		通原手段確保、電源確保 冷却水確保確認 ポンプ起動、注水開始											

図 1.2.13 制御棒駆動系による原子炉注水 タイムチャート



第 1.2 - 13 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 タイムチャート

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考				
<table border="1" data-bbox="409 1010 991 1087"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥⑨</td> <td>高压炉心注水系注入隔離弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 1.2.14 高压炉心注水系緊急注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑥⑨	高压炉心注水系注入隔離弁(B)		<p>柏崎固有の設備</p>
操作手順	弁名称					
⑥⑨	高压炉心注水系注入隔離弁(B)					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）		東海第二	備考
手順の項目 高圧炉心注水系緊急注水	要員(数) 中央制御室運転員 A、B 2		柏崎固有の設備
	高圧炉心注水系による 25分 原子炉への緊急注水開始 Y 50分 高圧炉心注水系ポンプ停止 Y 通信手段確保、電源確認 系統構成 ポンプ稼働 注水開始 ポンプ停止		

図 1.2.15 高圧炉心注水系緊急注水 タイムチャート

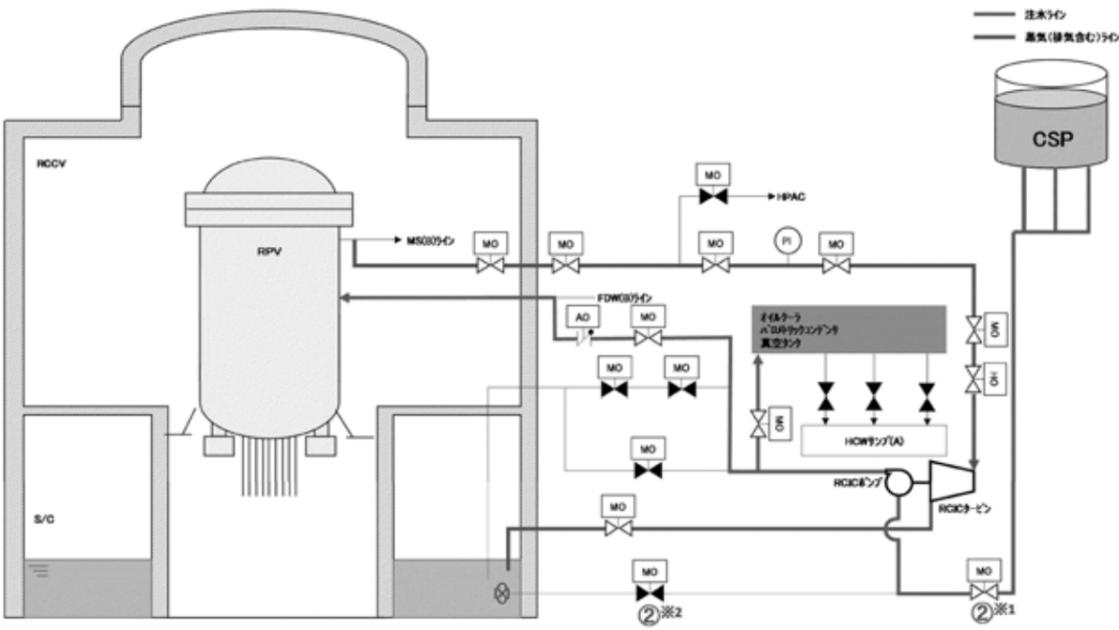
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考								
<table border="1" data-bbox="341 1033 1062 1209"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>原子炉隔離時冷却系 注入弁</td> </tr> <tr> <td>②※3</td> <td>原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 1.2.16 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図（1/2） （原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）</p>	操作手順	弁名称	②※1	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	②※2	原子炉隔離時冷却系 注入弁	②※3	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁		<p>東二は比較表 81 ページに記載</p>
操作手順	弁名称									
②※1	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁									
②※2	原子炉隔離時冷却系 注入弁									
②※3	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁									

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考						
 <table border="1" data-bbox="379 1008 1026 1129"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>CSP側吸込隔離弁</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>S/C側吸込隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="311 1150 1080 1184">図 1.2.16 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図（2/2）</p> <p data-bbox="204 1192 1196 1228">（原子炉隔離時冷却系の水源切替え（サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽））</p>	操作手順	弁名称	②※1	CSP側吸込隔離弁	②※2	S/C側吸込隔離弁	<p data-bbox="1834 252 1958 283">東海第二</p>	<p data-bbox="2656 252 2730 283">備考</p> <p data-bbox="2507 388 2700 420">柏崎固有の対応</p>
操作手順	弁名称							
②※1	CSP側吸込隔離弁							
②※2	S/C側吸込隔離弁							

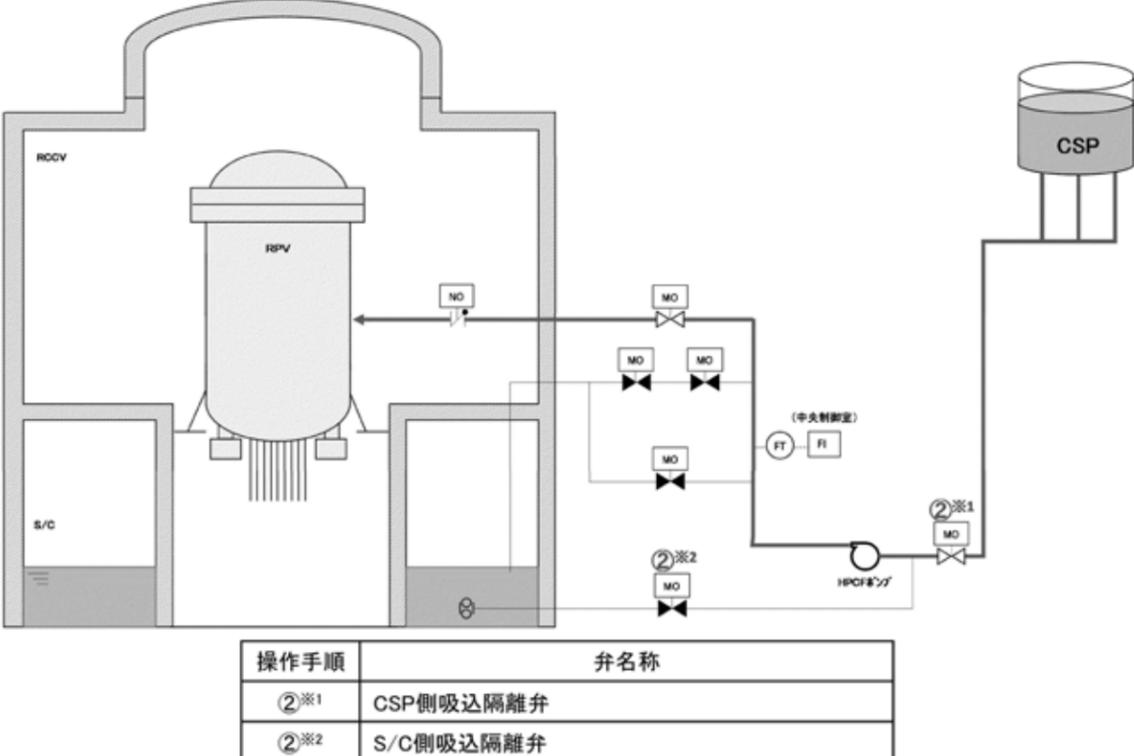
【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考				
<table border="1" data-bbox="379 1003 1032 1081"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②</td> <td>高圧炉心注水系注入隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 1.2.17 高圧炉心注水系による原子炉注水 概要図（1/2） （高圧炉心注水系による原子炉注水）</p>	操作手順	弁名称	②	高圧炉心注水系注入隔離弁		<p>東二は比較表 82 ページに記載</p>
操作手順	弁名称					
②	高圧炉心注水系注入隔離弁					

【対象項目：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する手順等】

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
 <p>図 1.2.17 高圧炉心注水系による原子炉注水 概要図（2/2） （高圧炉心注水系の水源切替え（サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽））</p>		柏崎固有の対応

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：4月28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20日版）	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>復旧</p> <p>図 1.2.18 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）</p>	<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>第 1.2 - 14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（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>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
	<p>第 1.2 - 14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 3)</p>	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表 101 ページに記載</p>

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：4月28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20日版）	東海第二	備考
<p>(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択</p> <p>図 1.2.18 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2/2）</p>	<p>(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択</p> <p>第 1.2 - 14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（3/3）</p>	