

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.7.1 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 a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 格納容器内 pH 制御</p> <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.7.2 重大事故等時の手順 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.7.1 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 a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備 (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(c) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入</p> <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.7.2 重大事故等時の手順 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>東二は基準要求の順に代替循環冷却系を先に記載している。柏崎は後段(b)に記載。</p> <p>見出し記号の附番ルールの相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>相違理由② 東二は既設の復水移送ポンプを使用した代替冷却ができないことから代替循環冷却系を新設する。柏崎は既設の復水移送ポンプを使用する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>c. <u>格納容器内 pH 制御</u></p> <p>d. <u>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u></p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>c. <u>サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入</u></p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>相違理由③</p> <p>柏崎は薬液を格納容器内へ復水移送ポンプを使用してスプレイするが、東二は薬注タンクを窒素にて加圧し、サプレッション・プールのスプレイ配管を介してサプレッション・プールに注入している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p> <p>東二「1.7.2.1 (1) b. (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」に整理。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。 c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 (4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。 b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。 (2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。 (3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。 c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 (4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>1.7.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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五十条及び技術基準規則第六十五条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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1.7.1表に整理する。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための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>1.7.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>なお、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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五十条及び技術基準規則第六十五条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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1.7-1表に整理する。</p>	<p>東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため、方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p> <p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由㊦と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p> <p><u>【以下、ページ14より当該箇所を引用】</u></p> <p>(b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。 <u>放射線防護対策として、現場での系統構成は代替循環冷却系の運転開始前に行い、代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作については中央制御室から操作を行う。</u></p> <p>なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水ポンプを使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>復水移送ポンプ</u></p>	<p>a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p>なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプを使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>代替循環冷却系ポンプ</u></p>	<p>東二は基準要求の順に代替循環冷却系を先に記載している。 柏崎は比較表ページ14に記載 東二の代替循環冷却系は原子炉建屋原子炉棟内に設備が設置されており、中央制御室からの遠隔操作にて系統構成を実施する。 柏崎は二次格納施設外に設備が設置されており、現場操作にて系統構成を実施する。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> ・<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u> ・サブプレッション・チェンバ ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・ホース ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> ・燃料補給設備 <p>【引用ここまで】</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u> ・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u> ・<u>緊急用海水ポンプ</u> ・<u>緊急用海水系ストレーナ</u> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・代替淡水貯槽 ・<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド</u> ・<u>代替循環冷却系配管・弁</u> ・ホース ・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>東二の代替循環冷却系の冷却水として、既設の残留熱除去系海水系、新設する緊急用海水系、新規配備する代替残留熱除去系海水系のいずれかを使用する。</p> <p>柏崎は新設の代替原子炉補機冷却系を使用して冷却を行う。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二の低圧代替注水は対応手段毎に使用する注水配管が決まっているが、柏崎は全ての対応手段に対し、残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心注水系の注水配管を使用する。</p> <p>東二の代替循環冷却系に使用できる代替電源設備は、電源容量の観点から常設代替交流電源設備のみ。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・<u>よう素フィルタ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ラプチャーディスク</u> ・<u>ドレン移送ポンプ</u> ・<u>ドレンタンク</u> ・<u>遠隔手動弁操作設備</u> 	<p>(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>圧力開放板</u> ・<u>移送ポンプ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔人力操作機構</u> ・<u>第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）</u> ・<u>第二弁操作室差圧計</u> 	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二はフィルタ装置内に銀ゼオライトを収納したよう素除去部を設け、よう素除去を行う。柏崎はフィルタ装置下流側によるよう素フィルタ、ドレンタンクを設置するよう素除去装置にてよう素除去を行う。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は遠隔人力操作機構による第二弁操作室空気ポンベユニット使用にて第二弁操作室を正圧化することにより、格納容器圧力逃がし装置を使用する際、プルームの影響による操作員の被ばく低減を図る。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>遠隔空気駆動弁操作ポンベ</u> ・ 可搬型窒素供給装置 ・ <u>スクラバ水 pH 制御設備</u> ・ <u>フィルタベント遮蔽壁</u> ・ 配管遮蔽 ・ 不活性ガス系配管・弁 ・ 耐圧強化ベント系配管・弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型窒素供給装置 ・ <u>フィルタ装置遮蔽</u> ・ 配管遮蔽 ・ <u>第二弁操作室遮蔽</u> ・ <u>第一弁 (S/C側)</u> ・ <u>第一弁 (D/W側)</u> ・ <u>第二弁</u> ・ <u>第二弁バイパス弁</u> ・ 不活性ガス系配管・弁 ・ 耐圧強化ベント系配管・弁 	<p>東二のベント弁は電動駆動のため操作ポンベ使用による空気駆動弁操作なし。柏崎は隔離弁に空気駆動弁を使用しており、制御電源や操作ポンベが必要。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>柏崎はフィルタ装置内スクラビング水の水抜き操作（水位調整）を整備しているが、東二は7日間の調整は不要で調整として必要な操作は蒸発分の補給操作のみを整備している。蒸発ではスクラビング水に含まれる薬液の濃度は低下しないことから、東二は予め待機中から十分な量の薬液をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬液調整が不要となる設計としている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑪と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑨</p> <p>東二は格納容器圧力逃がし装置で操作対象となる弁を明確に示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u> ・<u>ホース・接続口</u> ・原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、<u>真空破壊弁を含む</u>） ・可搬型代替注水ポンプ（<u>A-2級</u>） ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・<u>第二弁操作室空気ポンプユニット（配管・弁）</u> ・<u>窒素供給配管・弁</u> ・<u>移送配管・弁</u> ・<u>補給水配管・弁</u> ・原子炉格納容器（サプレッション・チェンバを含む） ・<u>真空破壊弁</u> ・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ ・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ ・<u>西側淡水貯水設備</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・<u>淡水タンク</u> 	<p>相違理由⑨ 相違理由⑩ 相違理由② 相違理由② 相違理由② 相違理由② 東二は真空破壊弁を別項目として記載。 相違理由② 相違理由② 東二は可搬型設備による注水等に使用する水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽（代替淡水源：重大事故等対処設備）を新設。柏崎は可搬型設備による注水等に使用する水源として防火水槽及び淡水貯水池（代替淡水源：自主対策設備）を新設し、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）と位置付ける。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。 東二は代替淡水源に加えて、淡水タンクを自主対策設備として示す。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・常設代替直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 <p>格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。</p> <p>優先①：格納容器圧力逃がし装置による<u>ウェットウェルベント</u>（以下「W/W ベント」という。）</p> <p>優先②：格納容器圧力逃がし装置による<u>ドライウェルベント</u>（以下「D/W ベント」という。）</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 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。</p> <p>優先①：格納容器圧力逃がし装置による<u>S/C側ベント</u></p> <p>優先②：格納容器圧力逃がし装置による<u>D/W側ベント</u></p>	<p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保しているため、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>設備運用・設計、体制の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によるフィルタ装置への水の補給は<u>防火水槽又は淡水貯水池の淡水</u>を利用する。</p> <p>ii. 現場操作</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（<u>空気駆動弁、電動駆動弁</u>）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p>	<p>なお、<u>可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は、原則として西側淡水貯水設備又は淡水タンクの淡水</u>を利用する。</p> <p>また、可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプによるフィルタ装置への水の補給は、<u>原則として代替淡水貯槽又は淡水タンク</u>の淡水を利用する。</p> <p>ii) 現場操作</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器<u>内</u>の圧力及び温度を低下させる手段がある。</p>	<p>東二は常設しているホースはなし。</p> <p>東二は水源によって中型と大型ポンプの使い分けがある。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は隔離弁として、空気作動弁を使用しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは<u>原子炉建屋内の原子炉区域外</u>とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔空気駆動弁操作ポンベ ・遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 <p>iii. 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換 排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。</p> <p>不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置 ・ホース・接続口 	<p>放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは<u>二次格納施設外である原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟</u>とする。さらに、<u>格納容器圧力逃がし装置の第二弁及び第二弁バイパス弁の操作場所である第二弁操作室は必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンベユニットにて正圧化することにより、外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ） ・第二弁操作室差圧計 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁） <p>iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換 排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）で置換する手段がある。</p> <p>不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・フィルタ装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>相違理由⑨</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二は単体で性状がわかるガスには「ガス」を付けないこととしている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>東二のホースは装置に含まれ、接続口は配管に含まれる。</p> <p>第50条の記載に従い整理している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iv. 原子炉格納容器負圧破損の防止</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、<u>原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。</u>格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。</p> <p>また、<u>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。</u></p> <p>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大容量窒素供給装置 ・ホース ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 	<p>iv) 原子炉格納容器負圧破損の防止</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに、<u>原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給する手段がある。</u>また、<u>原子炉格納容器スプレイを、サプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa [gage] まで低下した場合に停止する手順を定めている。</u>なお、格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。</p> <p>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>東二は格納容器逃がし装置の停止可能を判断した後、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を実施する。</p> <p>東二は判断に必要な情報として数値を記載している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>東二は格納容器圧力逃がし装置の停止時における対応は、不活性ガスを原子炉格納容器に注入し、長期安定停止に向け、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することを目的に残留熱除去系又は代替循環冷却系により原子炉格納容器内を除熱する。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二のホースは設備に含まれる柏崎の可燃性ガス濃度制御系配管は窒素供給ラインとして使用し、東二は不活性ガス系配管を使用する。</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。</u></p> <p><u>放射線防護対策として、現場での系統構成は代替循環冷却系の運転開始前に行い、代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作については中央制御室から操作を行う。</u></p> <p><u>なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、可搬型代替注水ポンプを使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。</u></p>		<p>東二は比較表(a) ページ5に記載</p> <p>東二の代替循環冷却系は原子炉建屋原子炉棟内に設備が設置されており、中央制御室からの遠隔操作にて系統構成を実施する。</p> <p>柏崎は二次格納施設外に設備が設置されており、現場操作にて系統構成を実施する。</p> <p>代替循環冷却系の長期運転後における系統の線量低減対策について、東二は技術的能力「添付資料1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について」に整理する（柏崎と同様）。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> ・<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u> ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u> ・<u>ホース</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> ・<u>燃料補給設備</u> <p>(c) <u>格納容器内 pH 制御</u> 格納容器圧力逃がし装置を使用する際、<u>格納容器 pH 制御設備</u>による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、<u>サブプレッション・チェンバ</u>のプール水中によう素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。 <u>格納容器 pH 制御設備</u>による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> ・<u>格納容器下部注水系（常設）</u> 	<p>(c) <u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入</u> 格納容器圧力逃がし装置を使用する際、<u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置</u>による薬液注入により<u>サブプレッション・プール水</u>が酸性化することを防止し、<u>サブプレッション・プール水</u>中によう素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。 <u>サブプレッション・プール水 pH 制御装置</u>による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>薬液タンク</u> ・<u>蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ</u> 	<p>相違理由③ 相違理由⑦</p> <p>相違理由② 相違理由④</p> <p>相違理由⑱ 相違理由⑱ 相違理由④ 相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・格納容器 pH 制御設備</p> <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>【以下、ページ17より当該箇所を引用】</u></p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>復水移送ポンプ</u>、<u>代替原子炉補機冷却系</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>、<u>サブプレッション・チェンバ</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ</u>、<u>高圧炉心注水系配管・弁</u>、<u>復水補給水系配管・弁</u>、<u>給水系配管・弁・スパージャ</u>、<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u>、<u>ホース</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>原子炉格納容器</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>代替所内電気設備</u>及び<u>燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</u></p> <p><u>【引用ここまで】</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>フィルタ装置</u>、<u>よう素フィルタ</u>、<u>ラプチャーディスク</u>、<u>ドレン移送ポンプ</u>、<u>ドレンタンク</u>、<u>遠隔手動弁操作設備</u>、<u>遠隔空気駆動弁操作ポンプ</u>、<u>可搬型窒素供給装置</u>、<u>スクラバ水 pH 制御設備</u>、<u>フィルタベント遮蔽壁</u>、<u>配管遮蔽</u>、<u>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u>、<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む）</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>代替所内電気設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>及び<u>可搬型直流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</u></p>	<p>・サブプレッション・プール水 pH 制御装置配管・弁</p> <p>・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド</p> <p>・サブプレッション・チェンバ</p> <p>・常設代替直流電源設備</p> <p>・可搬型代替直流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p> <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>代替循環冷却系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u>、<u>緊急用海水ポンプ</u>、<u>緊急用海水系ストレーナ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>サブプレッション・チェンバ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド</u>、<u>代替循環冷却系配管・弁</u>、<u>ホース</u>、<u>原子炉圧力容器</u>、<u>原子炉格納容器</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、<u>フィルタ装置</u>、<u>圧力開放板</u>、<u>移送ポンプ</u>、<u>遠隔人力操作機構</u>、<u>第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）</u>、<u>第二弁操作室差圧計</u>、<u>可搬型窒素供給装置</u>、<u>フィルタ装置遮蔽</u>、<u>配管遮蔽</u>、<u>第二弁操作室遮蔽</u>、<u>第一弁（S/C側）</u>、<u>第一弁（D/W側）</u>、<u>第二弁</u>、<u>第二弁バイパス弁</u>、<u>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>耐圧強化ベント系配管・弁</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置配管・弁</u>、<u>第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）</u>、<u>窒素供給配管・弁</u>、<u>移送配管・弁</u>、<u>補給水配管・弁</u>、<u>原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む）</u>、<u>真空破壊弁</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型代替直流電源設備</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>相違理由④</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由②⑧⑰</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>現場操作で使用する設備のうち、<u>遠隔手動弁操作設備、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備のうち、<u>可搬型窒素供給装置及びホース・接続口</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、代替原子炉補機冷却系、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ、高圧炉心注水系配管・弁、復水補給水系配管・弁、給水系配管・弁・スパージャ、格納容器スプレイ・ヘッド、ホース、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>現場操作で使用する設備のうち、<u>遠隔人力操作機構、第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）、第二弁操作室差圧計、第二弁操作室遮蔽及び第二弁操作室空気ポンプユニット（配管・弁）</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備のうち、<u>可搬型窒素供給装置、不活性ガス系配管・弁、耐圧強化ベント系配管・弁、格納容器圧力逃がし装置配管・弁、フィルタ装置、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する設備のうち、<u>可搬型窒素供給装置、不活性ガス系配管・弁、耐圧強化ベント系配管・弁、格納容器圧力逃がし装置配管・弁、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p><u>・可搬型代替注水大型ポンプ、ホース</u></p> <p><u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、原子炉格納容器内の減圧及び除熱する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由⑨ 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑰ 相違理由⑰</p> <p>東二は比較表ページ16に記載 相違理由③</p> <p>相違理由②⑰</p> <p>東二は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替残留熱除去系海水系を新規配備し、残留熱除去系又は代替循環冷却系に冷却水を供給できる。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・格納容器内 pH 制御で使用する設備 <u>重大事故等対処設備であるよう素フィルタにより中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており、復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）の運転に併せて原子炉格納容器内に薬剤を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。</u></p> <p>・可搬型格納容器窒素供給設備 <u>有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後 7 日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。</u> <u>その後の安定状態において、サプレッション・チェンバ・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。</u></p> <p>・第二代替交流電源設備 <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において 重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p>	<p>・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク） <u>耐震性は確保されていないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。</u> <u>なお、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生している場合は、消火系の水源である多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。</u></p> <p>・サプレッション・プール水 pH 制御装置 <u>重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており、サプレッション・プール水 pH 制御装置によりサプレッション・チェンバに薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。</u></p>	<p>相違理由⑬</p> <p>相違理由②④</p> <p>東二は可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計であることから、可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のため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（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.7.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.7.2表，第1.7.3表）。</p>	<p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のため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※2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Ⅲ（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.7-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.7-2表，第1.7-3表）。</p> <p>※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</p>	<p>東二は「技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が重大事故の対応に当たることとしている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>整備する手順書名の相違</p> <p>相違理由⑥</p> <p>運転員等の定義を追記。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) 交流電源が健全である場合の対応手順</p> <p><u>【以下、ページ63より当該箇所を引用】</u></p> <p>b. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</u></p> <p>(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、<u>残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水補給水系が使用可能^{*3}であること。</u> ・<u>代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。</u> <p>・原子炉格納容器内の酸素濃度が4vol%以下^{*4}であること。</p> <p>※1:<u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2:<u>設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。</u></p> <p>※3:<u>設備に異常がなく、電源及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている場合。</u></p> <p>※4:<u>ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度(CAMS)にて4vol%以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウエル側とサブプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。</u></p>	<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) <u>交流動力電源が健全である場合の対応手順</u></p> <p>a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、<u>残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2}原子炉格納容器内の減圧及び除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替循環冷却系が使用可能^{*3}であること。</u> ・<u>残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系のいずれかによる冷却水供給が可能であること。</u> ・原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%以下であること。 <p>※1:<u>ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2:<u>設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは冷却水が確保できない場合。</u></p> <p>※3:<u>設備に異常がなく、電源及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている場合。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>東二は基準要求の順に代替循環冷却系を先に記載している。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑦</p> <p>東二は計測箇所を明確に記載。</p> <p>東二は10倍を含めて炉心損傷と判断するため。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は代替循環冷却系を起動することによってD/WとS/C間の酸素濃度は均一化するため、代替循環冷却系起動前の代替格納容器スプレイマネジメントは不要である。</p> <p>東二は、原子炉格納容器の酸素濃度をドライで測定しているため、考慮不要である。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。</p> <p><u>原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、残留熱除去系(A) 注入配管使用による原子炉圧力容器への注水と残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるドライウェルスプレイ（以下「D/W スプレイ」という。）を同時に実施する手順とし、前提条件として復水貯蔵槽を水源とした残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるD/W スプレイ中とする。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器への注水ができない状況において、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水と残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるD/W スプレイを同時に実施する手順とし、前提条件として復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水及び残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるD/W スプレイ中とする。</u></p> <p>手順の対応フローは第1.7.1図に、概要図を第1.7.19図に、タイムチャートを第1.7.20図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ・電動弁及び監視計器の電源、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>③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を確認し、復水補給水系が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器補助盤にて復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉確認を実施する。</p> <p>⑤現場運転員 C 及び D は、復水移送ポンプ水源切替え準備のため、復水補給水系復水貯蔵槽出口弁、高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一、第二元弁、復水移送ポンプミニマムフロー逆止弁後弁、復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁を全閉とし、復水補給水系常／非常用連絡1次、2次止め弁の全開確認を実施する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり（代替循環冷却系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順も同様。）。</p> <p>手順の対応フローは第1.7-1図に、概要図を第1.7-3図に、タイムチャートを第1.7-4図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁、残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁、残留熱除去系A系注入弁及び残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されたことを状態表示等にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>柏崎は代替循環冷却系の運転に際し、水源の切替えが必要となるため、復水補給水系の運転状態を前提条件として定義する。</p> <p>東二では代替循環冷却系を使用したペデスタル（ドライウェル部）への注水は実施しない。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>東二は必要な電源の受電操作を記載（中央制御室の緊急用電源切替盤にて実施）</p> <p>相違理由⑮⑳㉑</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥^a 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 <u>現場運転員 E 及び F は、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。（残留熱除去系熱交換器出口弁（A），サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁，残留熱除去系最小流量バイパス弁（B），残留熱除去系熱交換器出口弁（B），残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁（B）の全閉，及び残留熱除去系注入弁（A）の全開操作を実施する。）</u></p> <p>⑥^b 原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 <u>現場運転員 E 及び F は、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。（サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁，残留熱除去系最小流量バイパス弁（B），残留熱除去系熱交換器出口弁（B），残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁（B）の全閉操作を実施する。）</u></p> <p>⑦ 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧ 当直副長は、<u>運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑨ 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水移送ポンプを停止後，残留熱除去系洗浄水弁（B）を全閉とし，現場運転員 C 及び D へ連絡する。</u></p> <p>⑩ 現場運転員 C 及び D は、<u>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁を全閉とし，当直副長に報告する。</u></p> <p>⑪ 現場運転員 E 及び F は、<u>当直副長からの指示により，残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>③ 運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系 A 系注水配管分離弁，残留熱除去系 A 系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>④ 運転員等は中央制御室にて、<u>代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系 A 系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤ 運転員等は、<u>発電長に代替循環冷却系 A 系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑥ 発電長は、<u>運転員等に代替循環冷却系ポンプ（A）の起動を指示する。</u></p> <p>⑦ 運転員等は中央制御室にて、<u>代替循環冷却系ポンプ（A）を起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>東二では代替循環冷却系を使用したペDESTAL（ドライウェル部）への注水は実施しない。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑫^a 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 (⑫^a～⑮^a)</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁 (B) を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し、速やかに残留熱除去系洗浄水弁 (A) 及び残留熱除去系洗浄水弁 (B) を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</u></p> <p>⑬^a 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを<u>復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。</u>あわせて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを<u>復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑭^a 当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑮^a 当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、<u>残留熱除去系洗浄水弁 (A) 及び残留熱除去系洗浄水弁 (B) にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。</u></p> <p>また、状況により<u>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) 、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) を全開、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B) を全開とすることで、D/Wスプレイからサプレッション・チェンバ・プールスプレイ (以下「S/Pスプレイ」という。) へ切り替える。</u></p>	<p>⑧^a 原子炉圧力容器への注水 (100m³/h) 及び原子炉格納容器へのスプレイ (150m³/h) を実施する場合 (⑧^a～⑫^a)</p> <p>発電長は、<u>運転員等に代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。</u></p> <p>⑨^a 運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系 A 系注入弁の全開操作を実施後、代替循環冷却系 A 系注入弁を開にし、代替循環冷却系 A 系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑩^a 運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁の全開操作を実施後、代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁を開とする。</u></p> <p>⑪^a 運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉圧力容器への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。</u>あわせて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを<u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑫^a 発電長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、<u>代替循環冷却系 A 系注入弁及び代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員等に指示する。</u></p> <p>また、状況により<u>代替循環冷却系 A 系注入弁及び代替循環冷却系 A 系格納容器スプレイ弁を全開、代替循環冷却系 A 系テスト弁を全開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサプレッション・プールの除熱へ切り替える。</u></p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>東二は災害対策本部への連絡は不要。</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑫^b 原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合（⑫^b～⑯^b）中央制御室運転員A及びBは、下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑬^b 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁（B）を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し、速やかに下部ドライウェル注水流量調節弁及び残留熱除去系洗浄水弁（B）を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</p> <p>⑭^b 中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）指示値の上昇により確認する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑮^b 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑯^b 当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、残留熱除去系洗浄水弁（B）にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。</p>	<p>⑧^b 原子炉格納容器へのスプレイ（250m³/h）を実施する場合（⑧^b～⑪^b） 発電長は、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。</p> <p>⑨^b 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁の全開操作を実施後、代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁を開とする。</p> <p>⑩^b 運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑪^b 発電長は、原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員等に指示する。 また、状況により代替循環冷却系A系注入弁及び代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁を全開、代替循環冷却系A系テスト弁を全開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサプレッション・プールの除熱へ切り替える。 ※炉心損傷前における代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順は同様。</p>	<p>東二では代替循環冷却系を使用したペDESTAL（ドライウェル部）への注水は実施しない。</p> <p>東二は原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに加え、原子炉格納容器への単独スプレイ手順を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>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、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約90分で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p><u>【引用ここまで】</u></p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するが、外部水源注水制限値に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</u></p> <p>また、<u>原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>運転員等(当直運転員)2名にて作業を実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで41分以内で可能である。</u></p> <p><u>なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内</u> ・<u>緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内</u> ・<u>代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内※4</u> <p><u>※4：代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの現場操作は重大事故等対応要員8名にて実施した場合の所要時間を示す。</u></p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するが、サブプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために原子炉格納容器内へのスプレイを停止し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</u></p> <p>また、<u>原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素が原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度、原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで、原子炉建屋への水素の漏えいを防止する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機し、プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置(待避室)により継続して監視する。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由⑮⑳</p> <p>東二は代替循環冷却系の運転に必要な冷却水の確保時間を明確に記載。</p> <p>相違理由① 相違理由② 相違理由② 相違理由② 東二はスプレイ停止理由を明確に記載。 相違理由⑱ 相違理由⑳ 相違理由② 相違理由⑱ 東二は具体的なパラメータ名を記載。 相違理由⑱ 相違理由⑱ 相違理由②⑨ 相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。</u></p> <p>なお、<u>二次隔離弁については、一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</u></p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合^{※2}。</u></p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p>	<p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、<u>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は第一弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、フィルタ装置出口弁については、第一弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</u></p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋5.5mに到達した場合^{※2}。</u></p> <p>※1：<u>ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p>	<p>格納容器ベント停止判断基準の相違。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑧</p> <p>東二は計測箇所を明確に記載。</p> <p>東二は10倍を含めて炉心損傷と判断するため。</p> <p>相違理由②</p> <p>制御パラメータについて明確に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図に、概要図を第1.7.2図に、タイムチャートを第1.7.3図及び第1.7.4図に示す。</p> <p>[W/W ベントの場合（D/W ベントの場合、手順⑬以外は同様）]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサブプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によりウェットウェル（以下「W/W」という。）側から格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサブプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する）。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>③現場運転員 C 及び D は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図及び第1.7-2図に、概要図を第1.7-5図に、タイムチャートを第1.7-7図に示す。</p> <p>【S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑨以外は同様）】</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に報告する。</p> <p>③発電長は、格納容器圧力逃がし装置によるS/C側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する（S/C側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。</p> <p>④発電長は、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源切替操作を実施する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認するため「状態表示等」と記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント前の確認として、不活性ガス系（以下「AC系」という。）隔離信号が発生している場合は、格納容器補助盤にて、AC系隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口 U シール隔離弁の全閉操作、並びに耐圧強化ベント弁、非常用ガス処理系第一隔離弁、換気空調系第一隔離弁、非常用ガス処理系第二隔離弁及び換気空調系第二隔離弁の全閉、及びフィルタ装置入口弁の全開を確認後、二次隔離弁を調整開（流路面積約 50%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を調整開（流路面積約 50%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</p>	<p>⑦運転員等は、格納容器ベント前の確認として、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系一次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、換気空調系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</p> <p>⑨^a S/C側ベントの場合 運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側）の全開操作を実施する。</p> <p>⑨^b D/W側ベントの場合 第一弁（S/C側）が開操作できない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁（D/W側）の全開操作を実施する。</p>	<p>東二の移送ポンプは満水保管としているため、水張手順は整備しない。 相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳ 相違理由② 柏崎は、格納容器ベント時に影響がある非常用ガス処理系の弁を閉とするため、非常用ガス処理系を停止するものと推測されるが、東二は格納容器ベント時に原子炉建屋ガス処理系と接続している系統の隔離弁のみを閉とするため、運転中であっても影響はない。 柏崎は、格納容器圧力逃がし装置の二次隔離弁を調整開運用とする。 東二の第一弁は全開運用としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧現場運転員 C 及び D は、<u>格納容器ベント前の系統構成として、フィルタベント大気放出ラインドレン弁を全閉、水素バイパスライン止め弁を全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩当直副長は、<u>原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑪当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑫当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、<u>サプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達した場合。</u> 原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が <u>2.2vol%に到達した場合。</u> <p>⑬^a W/W ベントの場合</p> <p><u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作用空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）の全開操作により、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開状態を保持させる。</u></p>	<p>⑩運転員等は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑪発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑫発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑬発電長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員等に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、<u>サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合。</u> 原子炉建屋水素濃度指示値が<u>2.0vol%に到達した場合。</u> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、<u>第二弁の全開操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。なお、第二弁の開操作ができない場合は、第二弁バイパス弁の全開操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。</u></p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>柏崎はサプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達。 東二はサプレッション・プール水位指示値通常水位+6.5mに到達で格納容器ベント開始。 柏崎は原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が 2.2vol%に到達で格納容器ベント開始。 東二は大規模損壊で対応。</p> <p>相違理由⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑬^b D/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁（ドライウエル側）操作用空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、一次隔離弁（ドライウエル側）の全開操作により、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁（ドライウエル側）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開状態を保持させる。</u></p> <p>⑭<u>中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑮<u>中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑯<u>中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）の全開保持状態を遠隔手動弁操作設備により解除するよう現場運転員に指示する。</u></p> <p>⑰<u>現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開保持状態を解除する。</u></p> <p>⑱<u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）の全閉操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>⑮<u>運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。また、発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑯<u>運転員等は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第一弁（S/C側又はD/W側）の全閉操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。</u></p>	<p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮⑳ 格納容器ベント開始時の判断パラメータの相違</p> <p>東二は格納容器圧力逃がし装置使用時の水位低下量は設計にて担保しているため、水張り不要。</p> <p>相違理由⑮⑳ 相違理由⑩⑱</p> <p>相違理由⑩⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約45分で可能である。原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始後、現場運転員2名にて一次隔離弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開状態を保持させた場合、約40分で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。一次隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、操作前にモニタリングを行い接近可能であることを確認し防護具を確実に装着して操作する。</u></p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p><u>格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの第一弁（S/C側）操作の場合 <u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、5分以内で可能である。</u> ・中央制御室からの第一弁（D/W側）操作の場合 <u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、5分以内で可能である。</u> <p><u>第二弁操作室正圧化基準到達から第二弁操作室の正圧化開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化 <u>現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、4分以内で可能である。</u> <p><u>格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの第二弁操作の場合 <u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、2分以内で可能である。</u> <p>【S/C側ベントの場合】 <u>サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達後、第一弁（S/C側）操作を中央制御室にて実施した場合、5分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を中央制御室にて実施した場合、2分以内で可能である。</u></p> <p>【D/W側ベントの場合】 <u>サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達後、第一弁（D/W側）操作を中央制御室にて実施した場合、5分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を中央制御室にて実施した場合、2分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由⑮⑯</p> <p>東二は現場操作については「(2) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」にて整理。比較表ページ74</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(b) <u>第二弁操作室の正圧化</u> <u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、第二弁操作室を第二弁操作室空気ポンプユニットにより加圧し、第二弁操作室の居住性を確保する。</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>炉心損傷を判断した場合※1において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合※2。</u> <u>※1：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u> <u>※2：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>第二弁操作室の正圧化手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図に、概要図を第1.7-6図に、タイムチャートを第1.7-7図に示す。</u></p> <p>①<u>発電長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化準備を指示する。</u></p> <p>②<u>重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、第二弁操作室空気ポンプユニット空気ボンベ集合弁及び第二弁操作室空気ポンプユニット空気供給出口弁を全開とし、第二弁操作室の正圧化準備が完了したことを発電長に報告する。</u></p> <p>③<u>発電長は、サプレッション・プール水位指示値が第二弁操作室の正圧化基準である通常水位+6.4m※3に到達したことを確認し、重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化の開始を指示する。</u></p> <p>④<u>重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、第二弁操作室空気ポンプユニット空気供給流量調整弁により規定流量に調整し、第二弁操作室の正圧化を開始する。</u></p> <p>⑤<u>重大事故等対応要員は、第二弁操作室内外の差圧指示値により第二弁操作室内の正圧化開始を確認し、発電長に報告する。なお、必要により第二弁操作室空気ポンプユニット空気供給流量調整弁を調整する。</u></p> <p>※3：<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、速やかに第二弁操作室の加圧を行えるように設定。なお、サプレッション・プール水位が通常水位+6.4mから+6.5mに到達するまで評価上約20分である。</u></p>	<p>相違理由⑨</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>【以下、ページ50より当該箇所を引用】</u></p> <p>(c) <u>フィルタ装置水位調整（水張り）</u> フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、<u>フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u> フィルタ装置の水位が<u>通常水位を下回ると判断した場合。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u> フィルタ装置<u>水位調整（水張り）</u>手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7.7図に、タイムチャートを第1.7.8図に示す。 <u>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水張り）の準備開始を指示する。</u></p>	<p><u>iii) 操作の成立性</u> <u>上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化準備完了まで50分以内で可能である。</u> <u>第二弁操作室の正圧化基準到達から第二弁操作室内の正圧化開始まで4分以内で可能である。このうち、第二弁操作室空気ポンベユニットの第二弁操作室空気供給差圧調整弁の操作から正圧に達するまで1分以内である。</u> <u>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。</u></p> <p>(c) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u> フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である2,530mmを下回り下限水位である1,325mmに到達する前に、<u>西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p><u>i) 手順着手の判断基準</u> フィルタ装置の水位指示値が1,500mm以下の場合。</p> <p><u>ii) 操作手順</u> フィルタ装置<u>スクラビング水補給</u>手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-8図に、タイムチャートを第1.7-9図に示す。 <u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を依頼する。</u> <u>②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を指示する。</u> <u>③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水補給の準備開始を指示する。</u> <u>④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水補給に必要な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、フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を発電長に報告する。</u> <u>⑤発電長は、フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>相違理由② 相違理由⑦</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由① 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑮ 東二は発電長の判断により本手順を実施する。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳ 東二は準備に関する項目を明確に記載。</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>②^a 防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開した水張りの場合又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開した水張りの場合（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合） 緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側（屋外）にて、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を配備し、防火水槽又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からフィルタ装置補給水接続口へそれぞれ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>②^b 事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した水張りの場合（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合） 緊急時対策要員は、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からフィルタベント装置補給水接続口へ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>③緊急時対策本部は、緊急時対策要員にフィルタ装置水位調整（水張り）の開始を指示する。</p> <p>④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）起動とFCVSフィルタベント装置給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置への給水が開始されたことを、フィルタベント遮蔽壁附室のFCVS計器ラックにて、フィルタ装置水位指示値の上昇により確認し、給水開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑤緊急時対策本部は、当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</p> <p>⑥当直副長は、フィルタ装置の水位を監視するよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>⑦中央制御室運転員Aは、フィルタ装置水位にて水位を継続監視し、規定水位に到達したことを当直副長に報告する。</p>	<p>⑥重大事故等対応要員は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホースを接続し、フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑦災害対策本部長代理は、フィルタ装置スクラビング水補給の準備完了を発電長に報告する。</p> <p>⑧発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を依頼する。</p> <p>⑨災害対策本部長代理は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を重大事故等対応要員に指示する。</p> <p>⑩重大事故等対応要員は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑪災害対策本部長代理は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを発電長に報告する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水補給が開始されたことをフィルタ装置水位指示値の上昇により確認した後、通常水位（水位低）である2,530mm以上まで補給されたことを確認し、発電長に報告する。</p>	<p>東二はあらかじめ敷設しているホースはない。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮⑰⑳</p> <p>相違理由⑮⑰⑳</p> <p>相違理由⑮⑰⑳</p> <p>相違理由⑮⑰⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ（A-2級）停止操作を依頼する。</u></p> <p>⑨緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員へ可搬型代替注水ポンプ（A-2級）停止操作を指示する。</u></p> <p>⑩緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）停止操作、FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁の全閉操作及びフィルタ装置補給水接続口送水ホースの取外し操作を実施する。</u></p> <p>⑪緊急時対策要員は、<u>緊急時対策本部にフィルタ装置水位調整（水張り）の完了を報告する。</u></p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開したフィルタ装置水位調整（水張り）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約125分で可能である。</u></p> <p><u>淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開したフィルタ装置水位調整（水張り）（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約125分で可能である。</u></p>	<p>⑬発電長は、<u>災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の停止を依頼する。</u></p> <p>⑭災害対策本部長代理は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの停止を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>⑮重大事故等対応要員は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、<u>フィルタベント装置補給水ライン元弁を全閉とした後、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑯災害対策本部長代理は、<u>フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を停止したことを発電長に報告する。</u></p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <p><u>・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、180分以内で可能である。</u></p> <p><u>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水補給】（水源：淡水タンク）</u></p> <p><u>・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、165分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮⑰⑳</p> <p>相違理由⑮⑰⑳</p> <p>相違理由⑮⑰</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>また、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用したフィルタ装置水位調整（水張り）（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は、1ユニット当たり、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ位置（A-2級）と送水ルートの確認～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約95分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約155分で可能である。</p> <p>なお、屋外における本操作は格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置水の蒸発によるフィルタ装置の水位低下は評価上想定されないため、フィルタ装置水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>【引用ここまで】</p> <p>【以下、ページ73より当該箇所を引用】</p> <p>d. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</p> <p>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合※2。</p> <p>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:格納容器ベントによる原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後7日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。</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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換</p> <p>格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制、及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器ベント停止可能※1と判断した場合。</p> <p>※1: 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は第一弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。</p>	<p>東二はあらかじめ敷設しているホースをはない。</p> <p>東二は短期間での補給操作が不要。</p> <p>東二は可搬型設備を使用する手順については、その成立性を記載している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②⑬</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は格納容器ベント停止後の可燃性ガス濃度の上昇抑制及び負圧破損防止を考慮し、不活性ガス（窒素）置換を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7.25 図に、タイムチャートを第 1.7.26 図に示す。</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬型格納容器窒素供給設備の準備を依頼する。</u></p> <p>③緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に可搬型格納容器窒素供給設備の準備を指示する。</u></p> <p>④現場運転員 C 及び D は、<u>可搬型格納容器窒素供給設備を接続するための準備作業を実施する。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋近傍に可搬型格納容器窒素供給設備を移動させる。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>可燃性ガス濃度制御系配管に可搬型格納容器窒素供給設備を接続する。</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>可搬型大容量窒素供給装置を起動する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>窒素ガス供給ユニット D/W 側止め弁又は窒素ガス供給ユニット S/C 側止め弁を全開し、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>ii) 操作手順</p> <p><u>原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7-2 図に、概要図を第 1.7-10 図に、タイムチャートを第 1.7-11 図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>災害対策本部長代理に原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) による置換を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入をするための接続口を発電長に報告する。なお、格納容器窒素供給ライン接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。</u></p> <p>③災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置を S / C 側用に1台、D / W 側用に1台の準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>④重大事故等対応要員は、<u>可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。</u></p> <p>⑤重大事故等対応要員は、<u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器 (S / C 側及び D / W 側) 内への不活性ガス (窒素) 注入をするための準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨当直副長は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度指示値が104℃になる前に、中央制御室運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう指示する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、可燃性ガス濃度制御系入口第一，第二隔離弁又は可燃性ガス濃度制御系出口第一，第二隔離弁を全開し、窒素ガスを原子炉格納容器に供給する。</p>	<p>⑥災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の開始を発電長に報告する。</p> <p>⑦災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の開始を重大事故等対応要員に指示する。</p> <p>⑧重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側及びD／W側）の全開操作を実施し、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑨災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを発電長に報告する。</p> <p>⑩発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）全閉による格納容器ベント停止を指示する。</p> <p>⑪運転員等は、第一弁（S／C側又はD／W側）の全閉操作を実施し、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。</p> <p>⑫発電長は、運転員等に残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始を指示する。また、原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ～13.7kPa [gage] の間で制御^{*2}するように指示する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を開始した後、原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ～13.7kPa [gage] の間で制御する。</p> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入によりドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを発電長に報告する。</p>	<p>相違理由⑮</p> <p>東二は手順着手の判断基準の記載しているとおおり、格納容器ベント停止可能と判断した場合に実施する。</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>東二は⑩～⑮の手順で格納容器ベント停止に関する手順を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑮発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）全開による格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを指示する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）の全開操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを発電長に報告する。</p> <p>⑰発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑱発電長は、可燃性ガス濃度制御系が起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力が低下したことを確認し、運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。</p> <p>⑲運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し、発電長に報告する。</p> <p>⑳発電長は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を災害対策本部長代理に依頼する。</p> <p>㉑災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を重大事故等対応要員に指示する。</p> <p>㉒重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側及びD／W側）の全閉操作を実施し、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>㉓災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を発電長に報告する。</p> <p>㉔発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）全閉による格納容器ベント停止を指示する。</p> <p>㉕運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）の全閉操作を実施し、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。</p> <p>※2：原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達で原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p>	<p>東二は⑩～㉕の手順で格納容器ベント停止に関する手順を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員16名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで約480分で可能である。</u></p> <p><u>なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p><u>【引用ここまで】</u></p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作において、<u>作業開始を判断してから原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】</u></p> <p>・<u>現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、135分以内で可能である。</u></p> <p><u>【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】</u></p> <p>・<u>現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、115分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</u></p>	<p>相違理由① 東二は接続口毎の成立性を記載している。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由㉓</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>【以下、ページ55より当該箇所を引用】</u></p> <p>(e) <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u> 格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。</p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u> 格納容器圧力逃がし装置を停止した場合。</p> <p>ii. <u>操作手順</u> 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの概要は以下のとおり。概要図を第1.7.11図に、タイムチャートを第1.7.12図に示す。</p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断に基づき、<u>当直長に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成を開始するよう依頼するとともに、緊急時対策要員に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直副長は、<u>中央制御室運転員に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成開始を指示する。</u></p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、<u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成として、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウエル側）及び耐圧強化ベント弁の全閉確認、並びにフィルタ装置入口弁の全開確認後、二次隔離弁を全開操作し、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を当直副長に報告する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を全開操作する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備にて二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全開する手段がある。</u></p> <p>④当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋外壁南側（屋外）へ可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取り付け、窒素ガスパージの準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑥緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に窒素ガスパージの開始を指示する。</u></p>	<p>(e) <u>フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換</u> 格納容器ベントを実施した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を經由して大気へ放出されることから、<u>フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。</u></p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備開始を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>③重大事故等対応要員は、<u>原子炉建屋西側屋外へ可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口へ取り付け、フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>④災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。</u></p>	<p>相違理由② 相違理由⑮</p> <p>相違理由① 相違理由⑮ 相違理由① 相違理由⑥</p> <p>東二は発電長の判断により本手順を実施する。 相違理由⑮</p> <p>東二は本手順における運転員等による系統構成は不要。</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N2 パージ用元弁の開操作により窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージの開始を報告する。</p> <p>⑧緊急時対策本部は、窒素ガスパージの開始を当直長に報告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のためのサンプリングポンプの起動を指示する。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、原子炉建屋非管理区域内サンプリングラックにて、系統構成、工具準備及びサンプリングポンプの起動を実施するとともに、緊急時対策本部にサンプリングポンプの起動完了を報告する。</p> <p>⑩緊急時対策本部は、サンプリングポンプの起動完了を当直長に報告するとともに、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を依頼する。</p> <p>⑪当直副長は、中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度を監視するよう指示する。</p> <p>⑫中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置入口圧力によりフィルタ装置入口配管内の圧力が正圧であることを確認する。また、フィルタ装置水素濃度により水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、窒素ガスパージ完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパージ完了を報告する。</p> <p>⑭緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ窒素ガス供給の停止を指示するとともに、当直長にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を依頼する。</p> <p>⑮緊急時対策要員は、FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N2 パージ用元弁の全閉操作を実施し、緊急時対策本部に窒素ガス供給の停止を報告する。</p>	<p>⑤重大事故等対応要員は原子炉建屋西側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑥災害対策本部長代理は、可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを発電長に報告する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃^{*1}以下であることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動するように指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動し、発電長に報告するとともに、フィルタ装置入口水素濃度指示値を監視する。</p> <p>※1: 可搬型窒素供給装置出口温度と同程度の温度とし、さらにフィルタ装置スクラビング水温度が上昇傾向にないことの確認により冷却が完了したと判断できる温度。</p>	<p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>東二はフィルタ装置の冷却状態をフィルタ装置スクラビング水温度で確認している。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>東二は不活性ガス（窒素）置換後の系統構成は不要。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑯当直副長は、中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を指示する。</p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、窒素ガス供給停止後のフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置水素濃度指示値が、窒素ガスパーージ完了時の指示値と差異が発生しないことを継続的に監視する。</p> <p>⑱当直長は、当直副長からの依頼に基づき、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視をもって格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージの完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑲当直副長は、窒素ガスパーージ完了後の系統構成を開始するよう運転員に指示する。</p> <p>⑳中央制御室運転員 A 及び B は、窒素ガスパーージ完了後の系統構成として、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉とし、系統構成完了を当直副長に報告する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備にて二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉する手段がある。</p> <p>㉑現場運転員 C 及び D は、窒素ガスパーージ完了後の系統構成として、水素バイパスライン止め弁を全閉とし、系統構成完了を当直副長に報告する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ完了まで約270分で可能である。その後、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名にて窒素ガスパーージ完了後の系統構成を実施した場合、約15分で可能である。</p> <p>なお、屋外における本操作は、格納容器ベント停止後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>【引用ここまで】</p>	<p>東二は不活性ガス（窒素）置換後の系統構成は不要。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換開始まで135分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由㉓</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>【以下、ページ53より当該箇所を引用】</u></p> <p>(d) <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）</u></p> <p>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し、その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。</p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p>フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合。</p> <p>ii. <u>操作手順</u></p> <p>フィルタ装置水位調整（水抜き）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7.9図に、タイムチャートを第1.7.10図に示す。</p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。</u></p> <p>②緊急時対策要員は、<u>FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開操作する。また、フィルタベント遮蔽壁附室にて、ドレン移送ポンプの電源が確保されていることをFCVS 現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。</u></p> <p>③緊急時対策要員は、<u>フィルタ装置水位調整（水抜き）の系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>(f) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u></p> <p>水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、<u>フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送する。移送ポンプの電源は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低压電源車から受電可能である。</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p>フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において、<u>フィルタ装置水位が規定値以上確保されている場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p>フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。<u>手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-14図に、タイムチャートを第1.7-15図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備開始を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備開始を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送の準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、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。</u></p> <p>⑤発電長は、<u>運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>フィルタベント装置移送ライン止め弁を全開とする。</u></p> <p>⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、<u>フィルタベント装置ドレン移送ライン切替弁（S/C側）を全開とする。</u></p> <p>⑧運転員等は、<u>フィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由① 柏崎はフィルタ装置の機能維持を目的として水抜きを行う。 東二は水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するために行う。</p> <p>相違理由① 本手順における目的の違いによる判断基準の相違</p> <p>相違理由① 相違理由⑥</p> <p>東二は発電長の判断により本手順を実施する。</p> <p>相違理由⑬</p> <p>東二はスクラビング水移送に必要な準備は運転員等により行う。</p> <p>相違理由⑮⑯</p> <p>東二はスクラビング水移送に必要な系統構成は運転員等により行う。</p> <p>相違理由⑮⑯</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④緊急時対策本部は、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水抜き）の開始を指示する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプ A 又は B の起動操作を実施し、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増開操作により、ポンプ吐出側流量を必要流量に調整する。また、フィルタ装置からの排水が開始されたことをフィルタベント遮蔽壁附室 FCVS 計器ラックのフィルタ装置水位指示値の低下により確認し、フィルタ装置水位調整（水抜き）が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑥緊急時対策本部は、当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</p> <p>⑦当直副長は、フィルタ装置の水位を監視するよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>⑧中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位にて水位を継続監視し、通常水位に到達したことを当直副長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にドレン移送ポンプ停止操作を依頼する。</p> <p>⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ停止操作を指示する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作する。</p> <p>⑫緊急時対策要員は、緊急時対策本部にフィルタ装置水位調整（水抜き）の完了を報告する。</p>	<p>⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。</p> <p>⑪運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水移送が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑫発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑭災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告する。</p> <p>⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p>	<p>東二はスクラビング水移送を運転員等が行う。</p> <p>東二はスクラビング水移送を運転員等が行う。</p> <p>東二は本手順⑫～⑯にて、フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置の水張りを行い、再度スクラビング水の移送を行う。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑩重大事故等対応要員は、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑪災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを報告する。</p> <p>⑫発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常水位（水位低）である2,530mm以上まで水張りされたことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑭発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の停止を依頼する。</p> <p>⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。</p> <p>⑯重大事故等対応要員は、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁を全閉とした後、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑰災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水停止を報告する。</p> <p>⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、スクラビング水移送を指示する。</p>	<p>東二は本手順⑩～⑱にて、フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置の水張りをを行い、再度スクラビング水の移送を行う。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>iii. 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名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置水位調整（水抜き）完了まで約130分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p>	<p>②⑤運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。</p> <p>②⑥運転員等は、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>②⑦発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度を確認するように指示する。</p> <p>②⑧運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>②⑨発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。</p> <p>②⑩災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。</p> <p>②⑪重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を全閉とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。</p> <p>②⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。</p> <p>②⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。</p> <p>②⑭発電長は、運転員等にフィルタ装置出口弁を全閉とするように指示する。</p> <p>②⑮運転員等は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、フィルタ装置出口弁を全閉とし、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうちフィルタ装置スクラビング水移送については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水移送開始まで54分で可能である。</p> <p>また、フィルタ装置水張りについては、フィルタ装置スクラビング水移送完了からフィルタ装置水張り開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】(水源：代替淡水貯槽)</p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、180分以内で可能である。</p>	<p>東二は本手順②⑤～②⑥にて、フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置の水張りをを行い、再度スクラビング水の移送を行う。</p> <p>東二は本手順②⑦～②⑩にて、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を行う。</p> <p>東二は本手順②⑭～②⑮にて、フィルタ装置出口弁を全閉とし、フィルタ装置の隔離を行う。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p><u>【引用ここまで】</u></p>	<p><u>【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：淡水タンク）</u></p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、165分以内で可能である。</p> <p><u>フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、フィルタ装置水張り完了からフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで4分以内で可能である。</u></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。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。</p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由㉓</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り</u> <u>格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置の水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u> <u>残留熱除去系の機能が喪失した場合、又は炉心損傷を判断した場合^{※1}。</u> <u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u> <u>フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの手順は以下のとおり。概要図を第1.7.5図に、タイムチャートを第1.7.6図に示す。</u> <u>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ水張りを指示する。</u> <u>②緊急時対策要員は、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁を全開操作し、FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開した後、FCVS フィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を開操作することで系統内のエア抜きを実施し、エア抜き完了後、FCVS フィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁を全開操作する。</u> <u>③緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプ水張りの完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>iii. <u>操作の成立性</u> <u>上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの完了まで45分以内で可能である。</u> <u>なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施前の操作であることから、作業エリアの環境による作業性への影響はない。</u> <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。</u></p>		<p>東二の移送ポンプは満水保管としているため、水張手順は整備しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) <u>フィルタ装置水位調整（水張り）</u> <u>フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u> <u>フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u> <u>フィルタ装置水位調整（水張り）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7.7図に、タイムチャートを第1.7.8図に示す。</u></p> <p>① <u>緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水張り）の準備開始を指示する。</u></p> <p>②^a <u>防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開した水張りの場合又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開した水張りの場合（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）</u> <u>緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側（屋外）にて、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を配備し、防火水槽又は淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からフィルタ装置補給水接続口へそれぞれ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>②^b <u>事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した水張りの場合（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）</u> <u>緊急時対策要員は、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からフィルタベント装置補給水接続口へ送水ホースを接続し、フィルタ装置水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整理。 （比較表ページ33）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>③緊急時対策本部は、緊急時対策要員にフィルタ装置水位調整（水張り）の開始を指示する。</p> <p>④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）起動と FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁の全開操作を実施し、フィルタ装置への給水が開始されたことを、フィルタベント遮蔽壁附室の FCVS 計器ラックにて、フィルタ装置水位指示値の上昇により確認し、給水開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑤緊急時対策本部は、当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</p> <p>⑥当直副長は、フィルタ装置の水位を監視するよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A は、フィルタ装置水位にて水位を継続監視し、規定水位に到達したことを当直副長に報告する。</p> <p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）停止操作を依頼する。</p> <p>⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）停止操作を指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）停止操作、FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁の全閉操作及びフィルタ装置補給水接続口送水ホースの取外し操作を実施する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、緊急時対策本部にフィルタ装置水位調整（水張り）の完了を報告する。</p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整理。 (比較表ページ 33)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>防火水槽から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開したフィルタ装置水位調整（水張り）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約125分で可能である。</u></p> <p><u>淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を展開したフィルタ装置水位調整（水張り）（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約125分で可能である。</u></p> <p><u>また、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用したフィルタ装置水位調整（水張り）（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は、1ユニット当たり、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ位置（A-2級）と送水ルートの確認～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約95分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約155分で可能である。</u></p> <p><u>なお、屋外における本操作は格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置水の蒸発によるフィルタ装置の水位低下は評価上想定されないため、フィルタ装置水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</u></p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整理。 (比較表ページ33)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(d) <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）</u></p> <p><u>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し、その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u></p> <p><u>フィルタ装置水位調整（水抜き）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7.9図に、タイムチャートを第1.7.10図に示す。</u></p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開操作する。また、フィルタベント遮蔽壁附室にて、ドレン移送ポンプの電源が確保されていることをFCVS 現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。</p> <p>③緊急時対策要員は、フィルタ装置水位調整（水抜き）の系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>④緊急時対策本部は、緊急時対策要員へフィルタ装置水位調整（水抜き）の開始を指示する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプA又はBの起動操作を実施し、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増開操作により、ポンプ吐出側流量を必要流量に調整する。また、フィルタ装置からの排水が開始されたことをフィルタベント遮蔽壁附室FCVS 計器ラックのフィルタ装置水位指示値の低下により確認し、フィルタ装置水位調整（水抜き）が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑥緊急時対策本部は、当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</p> <p>⑦当直副長は、フィルタ装置の水位を監視するよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>⑧中央制御室運転員Aは、フィルタ装置水位にて水位を継続監視し、通常水位に到達したことを当直副長に報告する。</p>		<p>東二の有効性評価では格納容器ベント開始後のスクラビング水位は低下傾向になるため水位調整のための水抜き対応手順は整備しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にドレン移送ポンプ停止操作を依頼する。</p> <p>⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ停止操作を指示する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉操作する。</p> <p>⑫緊急時対策要員は、緊急時対策本部にフィルタ装置水位調整（水抜き）の完了を報告する。</p> <p>iii. 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名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置水位調整（水抜き）完了まで約130分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>		<p>東二の有効性評価では格納容器ベント開始後のスクラビング水位は低下傾向になるため水位調整のための水抜き対応手順は整備しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(e) <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u> <u>格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u> <u>格納容器圧力逃がし装置を停止した場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u> <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの概要は以下のとおり。概要図を第1.7.11図に、タイムチャートを第1.7.12図に示す。</u></p> <p>①緊急時対策本部は、<u>手順着手の判断に基づき、当直長に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成を開始するよう依頼するとともに、緊急時対策要員に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直副長は、<u>中央制御室運転員に格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成開始を指示する。</u></p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成として、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）、一次隔離弁（ドライウエル側）及び耐圧強化ベント弁の全閉確認、並びにフィルタ装置入口弁の全開確認後、二次隔離弁を全開操作し、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を当直副長に報告する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を全開操作する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備にて二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全開する手段がある。</u></p> <p>④当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋外壁南側（屋外）へ可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取り付け、窒素ガスパージの準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑥緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に窒素ガスパージの開始を指示する。</u></p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」にて整理。（比較表ページ 41）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N2 パージ用元弁の開操作により窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージの開始を報告する。</p> <p>⑧緊急時対策本部は、窒素ガスパージの開始を当直長に報告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のためのサンプリングポンプの起動を指示する。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、原子炉建屋非管理区域内サンプリングラックにて、系統構成、工具準備及びサンプリングポンプの起動を実施するとともに、緊急時対策本部にサンプリングポンプの起動完了を報告する。</p> <p>⑩緊急時対策本部は、サンプリングポンプの起動完了を当直長に報告するとともに、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の監視を依頼する。</p> <p>⑪当直副長は、中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度を監視するよう指示する。</p> <p>⑫中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置入口圧力によりフィルタ装置入口配管内の圧力が正圧であることを確認する。また、フィルタ装置水素濃度により水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、窒素ガスパージ完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパージ完了を報告する。</p> <p>⑭緊急時対策本部は、緊急時対策要員へ窒素ガス供給の停止を指示するとともに、当直長にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を依頼する。</p> <p>⑮緊急時対策要員は、FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N2 パージ用元弁の全閉操作を実施し、緊急時対策本部に窒素ガス供給の停止を報告する。</p> <p>⑯当直副長は、中央制御室運転員にフィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視を指示する。</p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、窒素ガス供給停止後のフィルタ装置入口圧力指示値及びフィルタ装置水素濃度指示値が、窒素ガスパージ完了時の指示値と差異が発生しないことを継続的に監視する。</p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(e) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換」にて整理。(比較表ページ 41)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑱当直長は、当直副長からの依頼に基づき、フィルタ装置の入口圧力及び水素濃度の継続監視をもって格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズの完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑲当直副長は、窒素ガスパーズ完了後の系統構成を開始するよう運転員に指示する。</p> <p>⑳中央制御室運転員 A 及び B は、窒素ガスパーズ完了後の系統構成として、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉とし、系統構成完了を当直副長に報告する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備にて二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉する手段がある。</p> <p>㉑現場運転員 C 及び D は、窒素ガスパーズ完了後の系統構成として、水素バイパスライン止め弁を全閉とし、系統構成完了を当直副長に報告する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズ完了まで約 270 分で可能である。その後、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 名にて窒素ガスパーズ完了後の系統構成を実施した場合、約 15 分で可能である。</p> <p>なお、屋外における本操作は、格納容器ベント停止後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」にて整理。（比較表ページ 41）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(f) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</u></p> <p><u>フィルタ装置水位調整（水抜き）によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>排気ガスの凝縮水により、フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7.13 図に、タイムチャートを第 1.7.14 図に示す。</u></p> <p><u>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へスクラバ水の pH 測定及び薬液補給の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は、pH 測定の系統構成として、フィルタベント装置 pH 入口止め弁及びフィルタベント装置 pH 出口止め弁を全開操作した後、pH 計サンプリングポンプを起動させ、サンプリングポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。また、フィルタベント遮蔽壁南側（屋外）へ薬液補給用として可搬型窒素供給装置、ホース、補給用ポンプ及び薬液を配備するとともに、系統構成を行い、緊急時対策本部に薬液補給の準備完了を報告する。</u></p> <p><u>③緊急時対策本部は、緊急時対策要員にフィルタ装置への薬液補給の開始を指示する。</u></p> <p><u>④緊急時対策要員は、薬液補給のためホース接続及び FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁を全開操作し、補給用ポンプを起動、所定量の薬液を補給するとともに、補給用ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>⑤緊急時対策本部は、当直長にスクラバ水の pH 値及び水位を確認するよう依頼する。</u></p> <p><u>⑥当直副長は、スクラバ水の pH 値及び水位を確認するよう中央制御室運転員に指示する。</u></p> <p><u>⑦中央制御室運転員 A は、FCVS 制御盤のフィルタ装置スクラバ水 pH 及びフィルタ装置水位によりスクラバ水の pH 値及び水位を確認するとともに、フィルタ装置スクラバ水 pH 指示値が規定値であることを当直副長に報告する。</u></p>		相違理由①

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、スクラバ水の pH 値及び水位、並びにフィルタ装置への薬液補給の完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に薬液補給の停止及び pH 測定の停止を指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、薬液補給を停止するため、補給用ポンプを停止し、FCVS フィルタベント装置給水ライン元弁を全閉操作する。また、pH 測定を停止するため、pH 計サンプリングポンプを停止、フィルタベント装置 pH 入口止め弁及びフィルタベント装置 pH 出口止め弁を全閉操作し、緊急時対策本部にフィルタ装置スクラバ水 pH 調整の完了を報告する。</p> <p>iii. 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 名及び緊急時対策要員 10 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラバ水 pH 調整完了まで約 85 分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から 25 時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>(g) ドレン移送ライン窒素ガスパージ</p> <p>フィルタ装置水位調整（水抜き）後、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>フィルタ装置水位調整（水抜き）完了後又はドレンタンク水抜き完了後。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>ドレン移送ライン窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.15 図に、タイムチャートを第 1.7.16 図に示す。</p>		<p>相違理由⑩</p> <p>東二は「1.7.2.1(1)b.(f) フィルタ装置スクラビング水移送」にて整理。 (比較表ページ 44)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へドレン移送ライン窒素ガスパージの準備開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、フィルタベント遮蔽壁南側（屋外）にて、可搬型窒素供給装置を配備し、排水ライン接続口に可搬型窒素供給装置からの送気ホースを接続する。また、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作し、ドレン移送ライン窒素ガスパージの準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの供給開始を指示する。</p> <p>④緊急時対策要員は、FCVS フィルタベント装置ドレンライン N₂パージ用元弁を全開操作し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部にドレン移送ライン窒素ガスパージの開始を報告する。</p> <p>⑤緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの供給停止を指示する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、FCVS フィルタベント装置ドレンライン N₂パージ用元弁を全開操作し、窒素ガスの供給を停止する。また、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及びFCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作し、ドレン移送ポンプ出口ライン配管内が正圧で維持されていることをドレン移送ライン圧力により確認し、ドレン移送ライン窒素ガスパージが完了したことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドレン移送ライン窒素ガスパージ完了まで約130分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>(h) ドレンタンク水抜き</p> <p>ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合。</p>		<p>東二は「1.7.2.1(1)b.(f) フィルタ装置スクラビング水移送」にて整理。 (比較表ページ44)</p> <p>相違理由⑧</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p><u>ドレンタンク水抜き</u>の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.17 図に、<u>タイムチャート</u>を第 1.7.18 図に示す。</p> <p>①緊急時対策本部は、<u>手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員にドレンタンク水抜きを指示する。</u></p> <p>②緊急時対策要員は、<u>フィルタベント遮蔽壁附室にてドレン移送ポンプの電源が確保されていることを FCVS 現場制御盤のドレン移送ポンプ運転状態ランプにより確認する。また、ドレンタンク水抜きの系統構成として FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉、FCVS フィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁を遠隔手動弁操作設備にて全開、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全開操作した後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁を微開操作し、ドレン移送ポンプ A 又は B を起動する。その後、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の増開操作によりポンプ吐出側流量を必要流量に調整し、ドレンタンク内の水をサブプレッション・チェンバへ排水開始したことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>③緊急時対策本部は、<u>当直長にドレンタンクの水位を確認するよう依頼する。</u></p> <p>④当直副長は、<u>ドレンタンクの水位を確認するよう中央制御室運転員に指示する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A は、<u>ドレンタンク水位にて継続監視し、規定水位に到達したことを当直副長に報告する。</u></p> <p>⑥当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にドレン移送ポンプ停止操作を依頼する。</u></p> <p>⑦緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員へドレン移送ポンプ停止操作を指示する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>フィルタベント遮蔽壁附室 FCVS 計器ラックのドレンタンク水位にて排水による水位の低下を確認し、ドレン移送ポンプを停止した後、FCVS フィルタベント装置ドレンタンク出口止め弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁、FCVS フィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁及び FCVS フィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁を全閉、FCVS フィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開操作し、ドレンタンク水抜きの完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p>		相違理由⑧

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドレンタンク水抜き完了まで約80分で可能である。なお、屋外における本操作は、格納容器ベント実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</u></p>		相違理由⑧

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</u></p> <p>(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2} 原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・復水補給水系が使用可能^{※3} であること。</u> <u>・代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。</u> <u>・原子炉格納容器内の酸素濃度が4vol%以下^{※4} であること。</u> <p>※1:<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2:<u>設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。</u></p> <p>※3:<u>設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。</u></p> <p>※4:<u>ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度（CAMS）にて4vol%以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウエル側とサプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。</u></p>		<p>相違理由③ 相違理由③</p> <p>東二の記載は、要求事項及び事象に係わる箇所の記載に対して「炉心の著しい損傷が発生した場合」を使用している。また、操作は判断した後に実施するものであるため、操作に係わる箇所の記載に対しては「炉心損傷を判断」を使用している。</p> <p>相違理由⑦ 東二は、原子炉格納容器の酸素濃度をドライで測定しているため、考慮不要である。</p> <p>東二は計測箇所を明確に記載。東二は10倍を含めて炉心損傷と判断するため。</p> <p>相違理由② 電源の確認については東二は手順内にて確認する。 東二は代替循環冷却系を起動することによってD/WとS/C間の酸素濃度は均一化するため、代替循環冷却系起動前の代替格納容器スプレイマネジメントは不要である。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。</u></p> <p><u>原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、残留熱除去系(A) 注入配管使用による原子炉圧力容器への注水と残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるドライウェルスプレイ（以下「D/W スプレイ」という。）を同時に実施する手順とし、前提条件として復水貯蔵槽を水源とした残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるD/W スプレイ中とする。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器への注水ができない状況において、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水と残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるD/W スプレイを同時に実施する手順とし、前提条件として復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水及び残留熱除去系(B) スプレイ配管使用によるD/W スプレイ中とする。</u></p> <p><u>手順の対応フローは第1.7.1図に、概要図を第1.7.19図に、タイムチャートを第1.7.20図に示す。</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②中央制御室運転員A及びBは、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ・電動弁及び監視計器の電源、冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p><u>③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を確認し、復水補給水系が使用可能か確認する。</u></p> <p><u>④中央制御室運転員A及びBは、格納容器補助盤にて復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開確認を実施する。</u></p> <p><u>⑤現場運転員C及びDは、復水移送ポンプ水源切替準備のため、復水補給水系復水貯蔵槽出口弁、高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一、第二元弁、復水移送ポンプミニマムフロー逆止弁後弁、復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁を全閉とし、復水補給水系常／非常用連絡1次、2次止め弁の全開確認を実施する。</u></p> <p><u>⑥^a 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合</u> <u>現場運転員E及びFは、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。（残留熱除去系熱交換器出口弁(A)、サプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)、残留熱除去系S/P スプレイ注入隔離弁(B)の全閉、及び残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。）</u></p>		<p>相違理由②</p> <p>柏崎は代替循環冷却系の運転に際し、水源の切替えが必要となるため、復水補給水系の運転状態を前提条件として定義する。</p> <p>柏崎は復水補給水系にて代替循環冷却運転を行う際の復水移送ポンプ水源切替手順を整理する。</p> <p>東二の代替循環冷却系の水源地はサプレッション・チェンバのみであり、水源切替手順はない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑥^b 原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 <u>現場運転員 E 及び F は、電動弁操作盤にて代替循環冷却系の系統構成を実施する。(サブプレッションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁 (B)、残留熱除去系熱交換器出口弁 (B)、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁 (B) の全閉操作を実施する。)</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水移送ポンプを停止後、残留熱除去系洗浄水弁 (B) を全閉とし、現場運転員 C 及び D へ連絡する。</u></p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は、<u>高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁を全閉とし、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑪現場運転員 E 及び F は、<u>当直副長からの指示により、残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑫^a 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 <u>(⑫^a～⑮^a)</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁 (B) を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し、速やかに残留熱除去系洗浄水弁 (A) 及び残留熱除去系洗浄水弁 (B) を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</u></p> <p>⑬^a 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレイが始まったことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑭^a 当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが始まったことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>		相違理由②

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑮^a 当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、残留熱除去系洗浄水弁 (A) 及び残留熱除去系洗浄水弁 (B) にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>また、状況により残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) , 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) を全閉、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁 (B) を全開とすることで、D/Wスプレイからサブプレッション・チェンバ・プールのスプレイ (以下「S/Pスプレイ」という。) へ切り替える。</p> <p>⑯^b 原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 (⑫^b ~⑯^b) 中央制御室運転員A及びBは、下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑰^b 中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁 (B) を調整開とした後に復水移送ポンプを起動し、速やかに下部ドライウェル注水流量調節弁及び残留熱除去系洗浄水弁 (B) を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</p> <p>⑱^b 中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 指示値の上昇により確認する。あわせて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを復水移送ポンプ吐出圧力指示値の上昇、復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 指示値の上昇、並びに格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑲^b 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑳^b 当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、残留熱除去系洗浄水弁 (B) にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名 (操作者及び確認者) 及び現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約90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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>		相違理由②

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内酸素濃度（CAMS）へ供給する。</u></p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、代替循環冷却系設備を使用する場合。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p><u>代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図に、概要図を第1.7.21図に、タイムチャートを第1.7.22図に示す。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの手順については、「1.5.2.2(1)a.代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保」の操作手順と同様である。</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の準備のため、熱交換器ユニットの配備及び主配管（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の中央制御室側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第1.7.21図参照）</p> <p>⑥現場運転員C及びDは、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第1.7.21図参照）</p>		<p>相違理由②</p> <p>東二の代替循環冷却系への残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保のための熱交換器ユニットの配備及び主配管（可搬型）の接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、熱交換器ユニット内の代替原子炉補機冷却水ポンプを起動し、代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>iii. 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）、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約115分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約540分で可能である。</p> <p>なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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。室温は通常運転時と同程度である。</p>		<p>相違理由②</p> <p>東二の代替循環冷却系への残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. <u>格納容器内pH制御</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、<u>サプレッション・チェンバ・プール水が酸性化する</u>。サプレッション・チェンバ・プール水が酸性化すると、サプレッション・チェンバ・プール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。</p> <p>格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、<u>復水移送ポンプ吸込配管に薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、格納容器スプレイ配管から原子炉格納容器内に注入することで、サプレッション・チェンバ・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>復水補給水系が使用可能な場合^{※2}</u>。</p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>格納容器内pH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図に、概要図を第1.7.23図に、タイムチャートを第1.7.24図に示す。</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に復水補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び格納容器内pH制御のため、薬液注入の開始を指示する。</u></p>	<p>c. <u>サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッション・プール水が酸性化する。サプレッション・プール水が酸性化すると、サプレッション・プール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量が増加することとなる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減させるために、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）からサプレッション・チェンバ内に薬液（水酸化ナトリウム）を注入することで、サプレッション・プール水の酸性化を防止し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>サプレッション・プール水pH制御装置が使用可能な場合^{※2}</u>。</p> <p>※1：<u>ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>設備に異常がなく、電源及び水源（薬液タンク）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-2図に、概要図を第1.7-16図に、タイムチャートを第1.7-17図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等にサプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入の開始を指示する。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入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て確認し、発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>柏崎は格納容器内への直接スプレイするが、東二はサプレッション・プールへ薬液を注入している。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は計測箇所を明確に記載。東二は10倍を含めて炉心損傷と判断するため。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑳㉑</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>②中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水移送ポンプが運転中であることを確認し、S/P スプレ</u> <u>イの系統構成のため残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁 (B) を全開にする。</u></p> <p>③現場運転員 C 及び D は、<u>廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア（管理区域）にて、</u> <u>薬液タンク水位指示値により薬液量が必要量以上確保されていることを確認し、当直副</u> <u>長に報告する。また、復水移送ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。</u></p> <p>④現場運転員 C 及び D は、<u>薬液注入の系統構成のため、復水移送ポンプ吸込配管注入弁を</u> <u>全開にする。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>薬液注入準備完了を確認した後に、復水補給水系流量 (RHR</u> <u>B 系代替注水流量) 指示値が規定値となるように残留熱除去系洗浄水弁 (B) を調整開し、</u> <u>S/P スプレイを開始する。S/P スプレイの開始を当直副長に報告するとともに、現場運転</u> <u>員 C 及び D へ薬液注入操作を指示する。</u></p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、<u>S/P スプレイが開始されたことを中央制御室運転員 A 及び B に</u> <u>確認し、薬液の復水貯蔵槽への混入を防止するため復水補給水系ポンプミニマムフロー</u> <u>戻り弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、<u>薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始さ</u> <u>れたことを廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア（管理区域）にて、薬液タンク水</u> <u>位指示値の低下により確認する。</u></p> <p>⑧現場運転員 C 及び D は、<u>廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア（管理区域）にて、</u> <u>規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の</u> <u>全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告</u> <u>する。</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系 A 系 S / C スプレイ弁及び残留熱除去系 B</u> <u>系 S / C スプレイ弁の全閉を確認する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>弁駆動用窒素供給弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤発電長は、<u>運転員等にサプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作を</u> <u>指示する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>圧送用窒素供給弁の全開操作を実施し、薬液タンク圧力</u> <u>の上昇を確認する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>薬液注入窒素作動弁の全開操作を実施し、薬液注入が開</u> <u>始されたことを薬液タンク液位指示値の低下により確認する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確</u> <u>認後、薬液注入窒素作動弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入</u> <u>を停止したことを発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳ 柏崎はS/P スプレイ開始後に薬液注入を操作を実施する。</p> <p>東二は窒素による圧力を利用して薬液注入を実施する。 相違理由⑮⑳ 東二は薬液タンク液位指示値は中央制御室にて確認し、柏崎は水位指示値の確認を現場にて確認 相違理由⑮⑳ 東二は薬液タンク液位指示値は中央制御室にて確認し、柏崎は水位指示値の確認を現場にて確認 相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、S/P スプレイから D/W スプレイに切替えることを当直副長に報告するとともに、現場運転員 C 及び D へ連絡する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) の全開操作後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) の全開操作を実施する。</p> <p>⑪中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁 (B) の全閉操作を実施する。</p> <p>⑫中央制御室運転員 A 及び B は、S/P スプレイから D/W スプレイに切替えが完了したことを、当直副長に報告するとともに現場運転員 C 及び D へ薬液注入操作を指示する。</p> <p>⑬現場運転員 C 及び D は、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア (管理区域) にて、薬液タンク水位指示値の低下により確認する。</p> <p>⑭現場運転員 C 及び D は、廃棄物処理建屋地上 2 階レイダウエリア (管理区域) にて、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全閉操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。</p> <p>⑮中央制御室運転員 A 及び B は、D/W スプレイから原子炉格納容器下部への注水に切替えることを当直副長に報告するとともに、現場運転員 C 及び D へ連絡する。</p> <p>⑯中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉格納容器下部への注水の系統構成のため、下部ドライウェル注水ライン隔離弁を全開とする。</p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 指示値が規定値となるように下部ドライウェル注水流量調節弁を調整開し、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>⑱中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系洗浄水弁 (B) , 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B) , 及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) の全閉操作を実施する。</p>		相違理由⑮⑳

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑱中央制御室運転員A及びBは、D/Wスプレイから原子炉格納容器下部への注水に切替えが完了したことを、当直副長に報告するとともに現場運転員C及びDへ薬液注入操作を指示する。</p> <p>⑳現場運転員C及びDは、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し、薬液注入が開始されたことを廃棄物処理建屋地上2階レイダウエリア（管理区域）にて、薬液タンク水位指示値の低下により確認する。</p> <p>㉑現場運転員C及びDは、廃棄物処理建屋地上2階レイダウエリア（管理区域）にて、規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、薬液注入タンク出口弁の全開操作を実施し薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。</p> <p>㉒現場運転員C及びDは、復水補給水系ポンプミニマムフロー戻り弁の全開操作を実施する。</p> <p>㉓中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部水位にて+2m（総注水量180m³）となったら下部ドライウェル注水流量調節弁、下部ドライウェル注水ライン隔離弁の全開操作を実施する。</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）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格納容器内pH制御のための薬液注入開始までの所要時間は以下のとおり。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション・プール水pH制御のための薬液注入開始まで15分以内で可能である。</p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>・原子炉格納容器内へのスプレイ (S/P) による薬液注入開始まで約 30 分で可能である。 ・原子炉格納容器内へのスプレイ (D/W) による薬液注入開始まで約 65 分で可能である。 ・原子炉格納容器下部への注水による薬液注入開始まで約 100 分で可能である。 <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</u> <u>室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>d. <u>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u> <u>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するととも</u> <u>に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型格納容器窒素供給設備により</u> <u>原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> <u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合^{※2}。</u> <u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計</u> <u>基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レ</u> <u>ベル (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</u> <u>※2:格納容器ベントによる原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u> <u>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとお</u> <u>り。概要図を第 1.7.25 図に、タイムチャートを第 1.7.26 図に示す。</u></p> <p>①<u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給</u> <u>の準備開始を指示する。</u></p> <p>②<u>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガ</u> <u>ス供給のための可搬型格納容器窒素供給設備の準備を依頼する。</u></p> <p>③<u>緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬型格納容器窒素供給設備の準備を指示する。</u></p> <p>④<u>現場運転員 C 及び D は、可搬型格納容器窒素供給設備を接続するための準備作業を実施</u> <u>する。</u></p> <p>⑤<u>緊急時対策要員は、原子炉建屋近傍に可搬型格納容器窒素供給設備を移動させる。</u></p> <p>⑥<u>緊急時対策要員は、可燃性ガス濃度制御系配管に可搬型格納容器窒素供給設備を接続す</u> <u>る。</u></p> <p>⑦<u>緊急時対策要員は、可搬型大容量窒素供給装置を起動する。</u></p> <p>⑧<u>緊急時対策要員は、窒素ガス供給ユニット D/W 側止め弁又は窒素ガス供給ユニット S/C</u> <u>側止め弁を全開し、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対</u> <u>策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>		<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑤</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨当直副長は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度指示値が104℃になる前に、中央制御室運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう指示する。</p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系入口第一，第二隔離弁又は可燃性ガス濃度制御系出口第一，第二隔離弁を全開し、窒素ガスを原子炉格納容器に供給する。</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）、現場運転員2名及び緊急時対策要員16名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで約480分で可能である。</p> <p>なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するが、外部水源注水制限値に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を620kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するが、サブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合は、サブプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ラインの水没を防止するために原子炉格納容器内へのスプレイを停止し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素が原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度、原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度並びに静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで、原子炉建屋への水素の漏えいを防止する。</p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二はスプレイ停止理由を明確に記載。</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は具体的なパラメータ名を記載。</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑱</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、<u>プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</u></p> <p>格納容器ベント実施中において、<u>残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。</u></p> <p>なお、<u>二次隔離弁については、一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</u></p> <p>全交流動力電源喪失時は、<u>現場手動にて系統構成を行うとともに原子炉建屋原子炉区域の系統構成は事前に着手する。</u></p>	<p><u>第一弁（S／C側又はD／W側）を中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、遠隔人力操作機構による現場操作（二次格納施設外）を実施する。</u></p> <p><u>第二弁及び第二弁バイパス弁を操作する第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断し、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。また、格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機し、プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。</u></p> <p>格納容器ベント実施中において、<u>残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、第一弁を閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、フィルタ装置出口弁については、第一弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</u></p> <p>全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。</p>	<p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑳</p> <p>東二は原子炉建屋原子炉棟へ入域せず、系統構成が可能。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>[原子炉建屋原子炉区域の系統構成]</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合。</u></p> <p><u>[格納容器ベント準備]</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2:炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7.1図に、概要図を第1.7.27図に、タイムチャートを第1.7.28図及び第1.7.29図に示す。</u></p> <p><u>[W/Wベントの場合（D/Wベントの場合、手順⑭以外は同様）]</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉建屋原子炉区域の系統構成を現場運転員に指示する。</u></p> <p><u>②現場運転員E及びFは、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p><u>③当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によりW/W側から格納容器ベント実施の準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はD/W側からの格納容器ベント実施の準備を開始するよう指示する）。</u></p>	<p>(a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、全交流動力電源喪失の場合に残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</u></p> <p><u>ii) 操作手順</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図及び第1.7-2図に、概要図を第1.7-18図に、タイムチャートを第1.7-19図に示す。</u></p> <p><u>【S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑦以外は同様）】</u></p> <p><u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。</u></p> <p><u>②災害対策本部長代理は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>③発電長は、格納容器圧力逃がし装置によるS/C側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する（S/C側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。</u></p>	<p>相違理由① 東二は原子炉建屋原子炉棟へ入域せず、系統構成が可能。</p> <p>相違理由② 相違理由⑱</p> <p>東二は計測箇所を明確に記載。 東二は10倍を含めて炉心損傷と判断するため。 相違理由② 制御パラメータについて明確に記載。</p> <p>相違理由① 相違理由⑥ 相違理由② 相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑨⑮⑳</p> <p>相違理由②⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>④当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器ベント前の系統構成として非常用ガス処理系第二隔離弁及び換気空調系第二隔離弁の全閉を確認する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であること及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。</u></p> <p>⑧現場運転員 C 及び D は、<u>フィルタベント大気放出ラインドレン弁を全閉、水素バイパスライン止め弁を全開とする。また、耐圧強化ベント弁の全閉を遠隔手動弁操作設備の開度指示にて確認し、二次隔離弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約 50%開）とする。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備にて調整開（流路面積約 50%開）とする。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑩当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑪当直副長は、<u>原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑫当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>④発電長は、<u>災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</u></p> <p>⑤運転員等は<u>中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。</u></p> <p>⑥運転員等は<u>中央制御室にて、格納容器ベント前の系統構成として、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</u></p> <p>⑦^a S / C 側ベントの場合 <u>運転員等は原子炉建屋付属棟にて、第一弁（S / C 側）を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。</u></p> <p>⑦^b D / W 側ベントの場合 <u>第一弁（S / C 側）が開できない場合は、運転員等は原子炉建屋付属棟にて、第一弁（D / W 側）を遠隔人力操作機構による操作で全開とする。</u></p> <p>⑧運転員等は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑨発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑩発電長は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由②⑮⑳</p> <p>東二の移送ポンプは満水保管としているため、水張手順は整備しない。</p> <p>相違理由② 相違理由⑮⑳</p> <p>柏崎は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を調整開運用とする。 東二の隔離弁は全開運用としている。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑱⑮⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑬当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サブプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達した場合。 原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合。 <p>⑭^a W/W ベントの場合 現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。</p> <p>⑭^b D/W ベントの場合 現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁（ドライウェル側）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作を開始する。</p> <p>⑮中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建屋水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値の上昇、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑪発電長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員等に格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合。 原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達した場合。 <p>⑫重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、第二弁を遠隔人力操作機構にて全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。第二弁の開操作ができない場合は、第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構にて全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。また、発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>相違理由⑮⑯</p> <p>柏崎はサブプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達。 東二はサブプレッション・プール水位指示値通常水位+6.5mに到達で格納容器ベント開始。 柏崎は原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達で格納容器ベント開始。 東二は大規模損壊で対応。 相違理由⑮⑯</p> <p>相違理由⑮⑯</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑯中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑰中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）を全閉するよう現場運転員に指示する。</p> <p>⑱現場運転員 C 及び D は、遠隔手動弁操作設備により一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）の全閉操作を実施する。</p> <p>⑲中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を全閉するよう現場運転員に指示する。</p> <p>⑳現場運転員 C 及び D は、遠隔手動弁操作設備により二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>⑭運転員等は中央制御室にて、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、格納容器ベント停止判断をする。</p> <p>⑮運転員等は原子炉建屋付属棟にて、遠隔人力操作機構により第一弁（S/C側又はD/W側）の全閉操作を実施する。</p>	<p>東二は格納容器圧力逃がし装置使用時の水位低下量は設計にて担保しているため、水張り不要。</p> <p>相違理由⑲</p> <p>相違理由⑲</p> <p>相違理由⑲⑳㉑</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約75分で可能である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場からの第一弁（S/C側）操作の場合 現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合、125分以内で可能である。 ・現場からの第一弁（D/W側）操作の場合 現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p>また、格納容器ベント準備開始を判断してから第二弁操作室までの移動は45分以内で可能である。</p> <p>第二弁操作室正圧化基準到達から第二弁操作室の正圧化開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、4分以内で可能である。 <p>格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場操作（第二弁）遠隔操作不可の場合 現場対応を重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、30分以内で可能である。 <p>【S/C側ベント】</p> <p>サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達後、第一弁（S/C側）操作を現場にて実施した場合、125分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名、重大事故等対応要員3名、総所要時間：155分以内）</p> <p>【D/W側ベント】</p> <p>サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達後、第一弁（D/W側）操作を現場にて実施した場合、140分以内で可能である。また、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達後、第二弁操作を現場にて実施した場合、30分以内で可能である。（総要員数：運転員等3名、重大事故等対応要員3名、総所要時間：170分以内）</p>	<p>相違理由⑮⑳ 東二は各現場操作毎に成立性を示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>遠隔手動弁操作設備の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、操作前にモニタリングを行い接近可能であることを確認し防護具を確実に装着して操作する。また、作業エリアにはバッテリー内蔵型 LED 照明を配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行する。</p> <p>【以下、ページ83より当該箇所を引用】</p> <p>(c) フィルタ装置水位調整（水張り）</p> <p>フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、<u>フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a.(c)フィルタ装置水位調整（水張り）」の操作手順と同様である。</p> <p>【引用ここまで】</p>	<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具</u>、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>遠隔人力操作機構については、<u>速やかに操作ができるように、汎用電動工具（電動ドライバ）を操作場所近傍に配備する。</u>また、作業エリアには蓄電池内蔵型照明を配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト及びLEDライトをバックアップとして携行する。</p> <p>(b) 第二弁操作室の正圧化</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、第二弁操作室を第二弁操作室空気ポンプユニットにより加圧し、第二弁操作室の居住性を確保する。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (b) 第二弁操作室の正圧化」の操作手順と同様である。</p> <p>(c) フィルタ装置スクラビング水補給</p> <p>フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である2,530mmを下回り下限水位である1,325mmに到達する前までに、<u>西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。</u></p> <p>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (c) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作手順と同様である。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由② 相違理由⑱</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>【以下、ページ73より当該箇所を引用】</u></p> <p>d. <u>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</u> <u>中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</u></p> <p><u>【引用ここまで】</u></p> <p><u>【以下、ページ83より当該箇所を引用】</u></p> <p>(e) <u>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u> <u>格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパージを実施する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (e)格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>【引用ここまで】</u></p> <p><u>【以下、ページ83より当該箇所を引用】</u></p> <p>(d) <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）</u> <u>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し、その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (d)フィルタ装置水位調整（水抜き）」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>【引用ここまで】</u></p>	<p>(d) <u>原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換</u> <u>格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制、及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(e) <u>フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換</u> <u>格納容器ベントを実施した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(f) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</u> <u>水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送する。移送ポンプの電源は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から受電可能である。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (f) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作手順と同様である。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由②⑬</p> <p>相違理由② 相違理由⑮</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由① 柏崎はフィルタ装置の機能維持を目的として水抜きを行う。 東二は水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するために行う。</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>(b) フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り</u> <u>格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置の水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (b) フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>(c) フィルタ装置水位調整（水張り）</u> <u>フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (c) フィルタ装置水位調整（水張り）」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>(d) フィルタ装置水位調整（水抜き）</u> <u>格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内及びフィルタ装置内で凝縮し、その凝縮水がフィルタ装置に溜まることでフィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断した場合、又はフィルタ装置金属フィルタの差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合はフィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (d) フィルタ装置水位調整（水抜き）」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>(e) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズ</u> <u>格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、フィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスによるパーズを実施する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (e) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーズ」の操作手順と同様である。</u></p>		<p>東二の移送ポンプは満水保管としているため、水張手順は整備しない。</p> <p>東二は「1.7.2.1(2)a. (c) フィルタ装置スクラビング水補給」にて整理。 （比較表ページ81）</p> <p>東二の有効性評価では格納容器ベント開始後のスクラビング水位は低下傾向になるため水位調整のための水抜き対応手順は整備しない。</p> <p>東二は「1.7.2.1(2)a. (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」にて整理。 （比較表ページ82）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(f) <u>フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</u> <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (f) フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(g) <u>ドレン移送ライン窒素ガスパージ</u> <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）後は、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパージを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水する。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (g) ドレン移送ライン窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(h) <u>ドレンタンク水抜き</u> <u>ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を実施する。ドレン移送ポンプの電源は、代替交流電源設備から受電可能である。</u> <u>なお、操作手順については、「1.7.2.1(1)a. (h) ドレンタンク水抜き」の操作手順と同様である。</u></p>		<p>相違理由①</p> <p>東二は「1.7.2.1(2)a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送」にて整理。 （比較表ページ 82）</p> <p>相違理由⑧</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>復水移送ポンプ，電動弁，中央制御室監視計器類への電源供給手順及び代替交流電源設備への燃料補給手順</u>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>残留熱除去系又は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による減圧及び除熱の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p><u>代替循環冷却系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順</u>については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p>	<p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による代替循環冷却系ポンプ，移送ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車への燃料給油手順</u>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>残留熱除去系による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p><u>残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順</u>については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽への水の補給手順並びに水源から接続口への可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順</u>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>原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順</u>については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順</u>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>東二は詳細な電源を明確にしている。</p> <p>東二は詳細な電源を明確にしている。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順を「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>東二は操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順を「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7.30図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるスプレイ</u>を実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行うとともに、<u>格納容器ベント操作に備え、格納容器pH制御装置による薬液の注入を行う。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器の破損を判断した後に代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントによる減圧を行う。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p>	<p>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-20図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、<u>サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入を行うとともに、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の冷却を実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行う。</u></p> <p><u>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に優先し、内部水源である代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</u></p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、<u>外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が上昇し、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/Cを経由する経路を第一優先とする。S/C側ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p><u>優先①：代替循環冷却系A系</u></p> <p><u>優先②：代替循環冷却系B系</u></p>	<p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考	
第1.7.1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、対処設備、手順書一覧（1/3）					第1.7-1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、対処設備、手順書一覧（1/2）					<p>全体を通して共通の相違理由②③④⑦⑩⑪⑫⑬⑭⑰については記載を省略する。</p> <p>それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略する。</p> <p>柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。（以下、第1.7-1表は同様。）</p> <p>柏崎の代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る記載は、比較表ページ89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	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用ポンペ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）※5 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	<p>事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 「R/B 制御」</p> <p>AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用（D/W）」</p> <p>多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N₂ パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N₂ パージ」 「ドレンタンク水抜き」</p>	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の過圧破損防止	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）	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ サブプレッション・チェンバ※2 代替淡水貯槽 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレッヘッド 代替循環冷却系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			防火水槽 ※5、※6 淡水貯水池 ※5、※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース				自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
<p>※1：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>※2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>※4：手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>※5：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※6：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b）項を満足するための代替淡水源（措置）</p>					<p>※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考				
対応手段，対処設備，手順書一覧（2/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）									
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書					
原子炉格納容器の過圧破損防止	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁作用ポンペ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W）」	原子炉格納容器の過圧破損防止	-	-	現場操作	遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 第二弁操作室差圧計 第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領			
	-	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備				多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN ₂ パージ」	-	-	不活性ガス（窒素）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備*3 可搬型代替交流電源設備*3 燃料給油設備*3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
												原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型大容量窒素供給装置 ホース 可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備
-	-	-	-	-	-	サプレッション・プール水PH制御装置による薬液注入	薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ サプレッション・プール水PH制御装置配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド サプレッション・チェンバ 常設代替直流電源設備*3 可搬型代替直流電源設備*3 燃料給油設備*3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領					
							※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※6:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）					※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考	
対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ※5 サプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」
			防火水槽 ※5，※6 淡水貯水池 ※5，※6 第二代替交流電源設備 ※3		
		格納容器内pH制御	代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ※1 格納容器下部注水系（常設） ※4 格納容器pH制御設備	自主対策設備	
※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※6:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二		備考																																																														
<p>第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/7）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="8"> 事故時運転転換手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVバント（フィルタバント使用（S/C）」 「炉心損傷後PCVバント（フィルタバント使用（D/W）」 </td> <td style="text-align: center;">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位</td> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉建屋内の水素濃度</td> <td>原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			事故時運転転換手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVバント（フィルタバント使用（S/C）」 「炉心損傷後PCVバント（フィルタバント使用（D/W）」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	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 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	<p>第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/10）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td rowspan="5" style="text-align: center;">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center;">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広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>代替循環冷却系原子炉注水流量</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>サブプレッション・プール水位</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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	水源の確保	サブプレッション・プール水位	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ出口流量	水源の確保	サブプレッション・プール水位	<p>全体を通して共通の相違理由②③④⑦⑩⑪⑫⑬⑭⑰については記載を省略する。</p> <p>それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略する。</p> <p>柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第1.7-2表は同様。)</p> <p>柏崎の代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る監視計器は、比較表ページ93に記載。</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																																															
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																																																																	
事故時運転転換手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVバント（フィルタバント使用（S/C）」 「炉心損傷後PCVバント（フィルタバント使用（D/W）」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																															
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																															
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)																																																															
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																															
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																															
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)																																																															
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置																																																															
	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 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																																															
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）																																																															
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																																																																	
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																																																														
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																														
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																																																														
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度																																																														
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度																																																														
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）																																																															
	電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																																															
	水源の確保	サブプレッション・プール水位																																																															
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）																																																														
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																																																														
原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度																																																															
原子炉圧力容器への注水量		代替循環冷却系原子炉注水流量																																																															
最終ヒートシンクの確保		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度																																																															
補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ出口流量																																																																
水源の確保	サブプレッション・プール水位																																																																

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考																																					
<p>監視計器一覧（2/7）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="121 401 468 474">手順書</th> <th data-bbox="477 401 747 474">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="756 401 1157 474">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="121 480 1157 554"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 560 468 667"> 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」 </td> <td data-bbox="477 560 747 667"> 原子炉格納容器内の放射線量率 </td> <td data-bbox="756 560 1157 667"> 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 674 468 760"> AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(S/C)）」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」 </td> <td data-bbox="477 674 747 760"> 原子炉格納容器内の水素濃度 </td> <td data-bbox="756 674 1157 760"> 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 766 468 884"> AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」 </td> <td data-bbox="477 766 747 884"> 原子炉建屋内の水素濃度 </td> <td data-bbox="756 766 1157 884"> 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 890 468 966"> AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」 </td> <td data-bbox="477 890 747 966"> 原子炉格納容器内の水位 </td> <td data-bbox="756 890 1157 966"> サプレッション・チェンバ・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 972 468 1047"> AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」 </td> <td data-bbox="477 972 747 1047"> 原子炉格納容器内の圧力 </td> <td data-bbox="756 972 1157 1047"> 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 1054 468 1129"> AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」 </td> <td data-bbox="477 1054 747 1129"> 原子炉格納容器内の温度 </td> <td data-bbox="756 1054 1157 1129"> ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="121 1136 468 1222"> AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」 </td> <td data-bbox="477 1136 747 1222"> 補機監視機能 </td> <td data-bbox="756 1136 1157 1222"> フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ </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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(S/C)）」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階	AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度	AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ	<p>監視計器一覧（2/10）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1314 401 1584 474">手順書</th> <th data-bbox="1593 401 2024 474">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2033 401 2415 474">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1314 480 2415 577"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1314 583 1584 1255"> 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1593 583 2024 1255"> 判断基準 </td> <td data-bbox="2033 583 2415 1255"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1314 1262 1584 1845"> AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1593 1262 2024 1845"> 操作 </td> <td data-bbox="2033 1262 2415 1845"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 </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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度	<p>備考</p> <p>柏崎の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る監視計器は、比較表ページ90,91に記載。</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																							
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																																									
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 「R/B制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																							
AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(S/C)）」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)																																							
AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階																																							
AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位																																							
AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)																																							
AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度																																							
AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用(D/W)）」	補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ																																							
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）																																							
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																																									
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																							
AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度																																							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）				東海第二				備考
監視計器一覧（3/7）				監視計器一覧（3/10）				相違理由⑨
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）		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）		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱				1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第二弁操作室の正圧化				
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		
		補機監視機能	フィルタ装置水位			原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
		操作	補機監視機能			フィルタ装置水位	原子炉格納容器内の水位	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置金属フィルタ差圧	操作	補機監視機能	第二弁操作室差圧 空気ポンベユニット空気供給流量		
		判断基準	補機監視機能			フィルタ装置水位 フィルタ装置ドレン移送流量	補機監視機能	第二弁操作室差圧 空気ポンベユニット空気供給流量
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力	操作	補機監視機能			
		操作	補機監視機能			フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水位		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ」	判断基準	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	操作	補機監視機能			
		操作	補機監視機能			ドレン移送ライン圧力		
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	操作	補機監視機能			
		操作	補機監視機能			ドレンタンク水位 フィルタ装置ドレン移送流量		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（4/7）			監視計器一覧（4/10）			柏崎のフィルタ装置水位調整（水張り）に係る監視計器は、比較表ページ92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）	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）		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 b. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) フィルタ装置スクラビング水補給			柏崎の可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給に係る監視計器は、比較表ページ94に記載。	
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	判断基準	最終ヒートシンクの確保		フィルタ装置水位
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	判断基準		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度				
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度				
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位				
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	判断基準	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位				
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)				
原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度					
原子炉格納容器への注水量		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）					
最終ヒートシンクの確保		サブプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度（代替循環冷却） 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度					
補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																									
<p>監視計器一覧（5/7）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="115 399 468 472">手順書</th> <th data-bbox="468 399 747 472">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="747 399 1157 472">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="115 472 1157 556">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 c. 格納容器内 pH 制御</td> </tr> <tr> <td data-bbox="115 556 468 1008" rowspan="6">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」</td> <td data-bbox="468 556 747 703" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="747 556 1157 703">原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="747 703 1157 777">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="747 703 1157 777">原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="747 777 1157 861">原子炉格納容器への注水量</td> <td data-bbox="747 777 1157 861">復水補給水系流量（RHR B 系代替注水量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水量）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 777 747 1008" rowspan="3">操作</td> <td data-bbox="747 861 1157 934">原子炉格納容器内の水位</td> <td data-bbox="747 861 1157 934">サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="747 934 1157 1008">補機監視機能</td> <td data-bbox="747 934 1157 1008">薬液タンク水位 サブプレッションプール水 pH</td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="115 1008 1157 1092">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 d. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</td> </tr> <tr> <td data-bbox="115 1092 468 1396" rowspan="3">多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」</td> <td data-bbox="468 1092 747 1281" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="747 1092 1157 1207">原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="747 1207 1157 1281">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="747 1207 1157 1281">原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="468 1281 747 1396">操作</td> <td data-bbox="747 1281 1157 1396">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="747 1281 1157 1396">サブプレッション・チェンバ・プール水温度</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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 c. 格納容器内 pH 制御			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水量）	操作	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位	補機監視機能	薬液タンク水位 サブプレッションプール水 pH	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 d. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給			多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	<p>監視計器一覧（5/10）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 399 1581 472">手順書</th> <th data-bbox="1581 399 2036 472">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2036 399 2424 472">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 472 2424 577">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 577 1581 892" rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1581 577 2036 640" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="2036 577 2424 640">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="2036 577 2424 640">ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 640 2424 714">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="2036 640 2424 714">格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 714 2424 787">原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="2036 714 2424 787">格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 787 1581 892"></td> <td data-bbox="1581 787 2036 892">操作</td> <td data-bbox="2036 787 2424 892">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2036 787 2424 892">フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 892 2424 997">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 997 1581 1102" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1581 997 2036 1102">判断基準</td> <td data-bbox="2036 997 2424 1102">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2036 997 2424 1102">フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1581 1102 2036 1207">操作</td> <td data-bbox="2036 1102 2424 1207">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2036 1102 2424 1207">フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度</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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換			AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度		操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送			AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度	<p>柏崎の格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージに係る監視計器は、比較表ページ92に記載。</p> <p>柏崎のフィルタ装置水位調整（水抜き）に係る監視計器は、比較表ページ92に記載。</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																																									
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 c. 格納容器内 pH 制御																																																											
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																									
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																								
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水量）																																																								
	操作	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位																																																								
		補機監視機能	薬液タンク水位 サブプレッションプール水 pH																																																								
		1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 d. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給																																																									
多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																									
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																								
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																								
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）																																																									
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換																																																											
AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																																																								
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度																																																								
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度																																																								
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度																																																								
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (f) フィルタ装置スクラビング水移送																																																											
AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位																																																								
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口水素濃度																																																								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考
監視計器一覧（6/7）			監視計器一覧（6/10）			柏崎の格納容器内 pH 制御に係る監視計器は、比較表ページ 94 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）	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）	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）			1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 c. サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷後 PCV ベント（フィルタベント使用（D/W）」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	操作	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)		補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置			
		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 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧			
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)			
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (A) 格納容器内水素濃度 (B) 格納容器内水素濃度 (SA)			
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階			
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位			
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)			
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度			
補機監視機能		フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）				東海第二				備考
監視計器一覧（7/7）				監視計器一覧（7/10）				
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）		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）		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）				1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）				
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量	操作	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
		補機監視機能	フィルタ装置水位		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	操作	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位		
		補機監視機能	フィルタ装置水位		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置金属フィルタ差圧	判断基準	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
		補機監視機能	フィルタ装置水位 フィルタ装置ドレン移送流量		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		補機監視機能	フィルタ装置水位		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラバ水 pH調整」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水位	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH フィルタ装置水位		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	判断基準	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	判断基準	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	判断基準	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	判断基準	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ラインN ₂ バージ」	判断基準	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	判断基準	電源	M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧		
		補機監視機能	ドレン移送ライン圧力		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																				
	<p>監視計器一覧（8／10）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 401 1584 470">手順書</th> <th data-bbox="1584 401 2039 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2039 401 2424 470">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 470 2424 575"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 第二弁操作室の正圧化 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 575 1584 1058" rowspan="4"> 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1584 575 1670 1058" rowspan="4"> 判断基準 </td> <td data-bbox="1670 575 2039 695"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1670 695 2039 772"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1670 772 2039 856"> 原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1670 856 2039 934"> 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 1058 1584 1129"></td> <td data-bbox="1584 1058 1670 1129" rowspan="2"> 操作 </td> <td data-bbox="1670 1058 2039 1129"> 原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 1129 1584 1213"></td> <td data-bbox="1670 1129 2039 1213"> 原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 1213 1584 1291"></td> <td data-bbox="1584 1213 1670 1291"></td> <td data-bbox="1670 1213 2039 1291"> 補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンベユニット空気供給流量 </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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 第二弁操作室の正圧化			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位		操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位			補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンベユニット空気供給流量	<p>相違理由⑨</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）																				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 第二弁操作室の正圧化																						
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）																				
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																				
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力																				
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位																				
	操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度																				
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位																				
		補機監視機能 第二弁操作室差圧 空気ポンベユニット空気供給流量																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																									
	<p>監視計器一覧（9／10）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 401 1584 470">手順書</th> <th data-bbox="1584 401 2036 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2036 401 2427 470">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 470 2427 575"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c) フィルタ装置スクラビング水補給 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 575 1584 680" rowspan="2">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1584 575 2036 680">判断基準 最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2036 575 2427 680">フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1584 680 2036 785">操作 最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="2036 680 2427 785">フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 785 2427 890"> 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 890 1584 1688" rowspan="9">AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1584 890 2036 1142" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="2036 890 2427 1142">原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 1142 2427 1226">原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 1226 2427 1310">原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1584 1310 2036 1688" rowspan="5">操作</td> <td data-bbox="2036 1310 2427 1373">原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 1373 2427 1457">原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 1457 2427 1541">原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 1541 2427 1604">原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2036 1604 2427 1688">最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</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）	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c) フィルタ装置スクラビング水補給			AM設備別操作手順書	判断基準 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	操作 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換			AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	<p>柏崎のフィルタ装置水位調整（水張り）に係る監視計器は、比較表ページ96に記載。</p> <p>柏崎の可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給に係る監視計器は、比較表ページ94に記載。</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																									
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c) フィルタ装置スクラビング水補給																											
AM設備別操作手順書	判断基準 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位																									
	操作 最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位																									
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換																											
AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																									
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度																									
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度																									
	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																									
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度																									
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度																									
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度																									
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考	
	監視計器一覧（10／10）				柏崎の格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージに係る監視計器は、比較表ページ96に記載。 柏崎のフィルタ装置水位調整（水張り）に係る監視計器は、比較表ページ96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）	
	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換				
	AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
			原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度	
			原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度	
	操作	最終ヒートシンクの確保		フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度	
	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (f) フィルタ装置スクラビング水移送				
	AM設備別操作手順書	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位	
		操作	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																		
<p style="text-align: center;">第1.7.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 30%;">供給対象設備</th> <th style="width: 45%;">給電元給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>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 可搬型直流電源設備 AM用MCC AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 MCC C系 AM用MCC 直流125V B系 AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線	【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置	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 可搬型直流電源設備 AM用MCC AM用直流125V	不活性ガス系弁	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 可搬型直流電源設備 MCC C系 AM用MCC 直流125V B系 AM用直流125V	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源	<p style="text-align: center;">第1.7-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 30%;">供給対象設備</th> <th style="width: 45%;">給電元給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td> <td>代替循環冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線	【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系	不活性ガス系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系	格納容器圧力逃がし装置 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D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 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤	
対象条文	供給対象設備	給電元給電母線																																		
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置	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 可搬型直流電源設備 AM用MCC AM用直流125V																																		
	不活性ガス系弁	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 可搬型直流電源設備 MCC C系 AM用MCC 直流125V B系 AM用直流125V																																		
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系																																		
	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC																																		
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC																																		
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC																																		
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																																		
	対象条文	供給対象設備	給電元給電母線																																	
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）																																		
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）																																		
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系																																		
	不活性ガス系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系																																		
	格納容器圧力逃がし装置 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D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 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

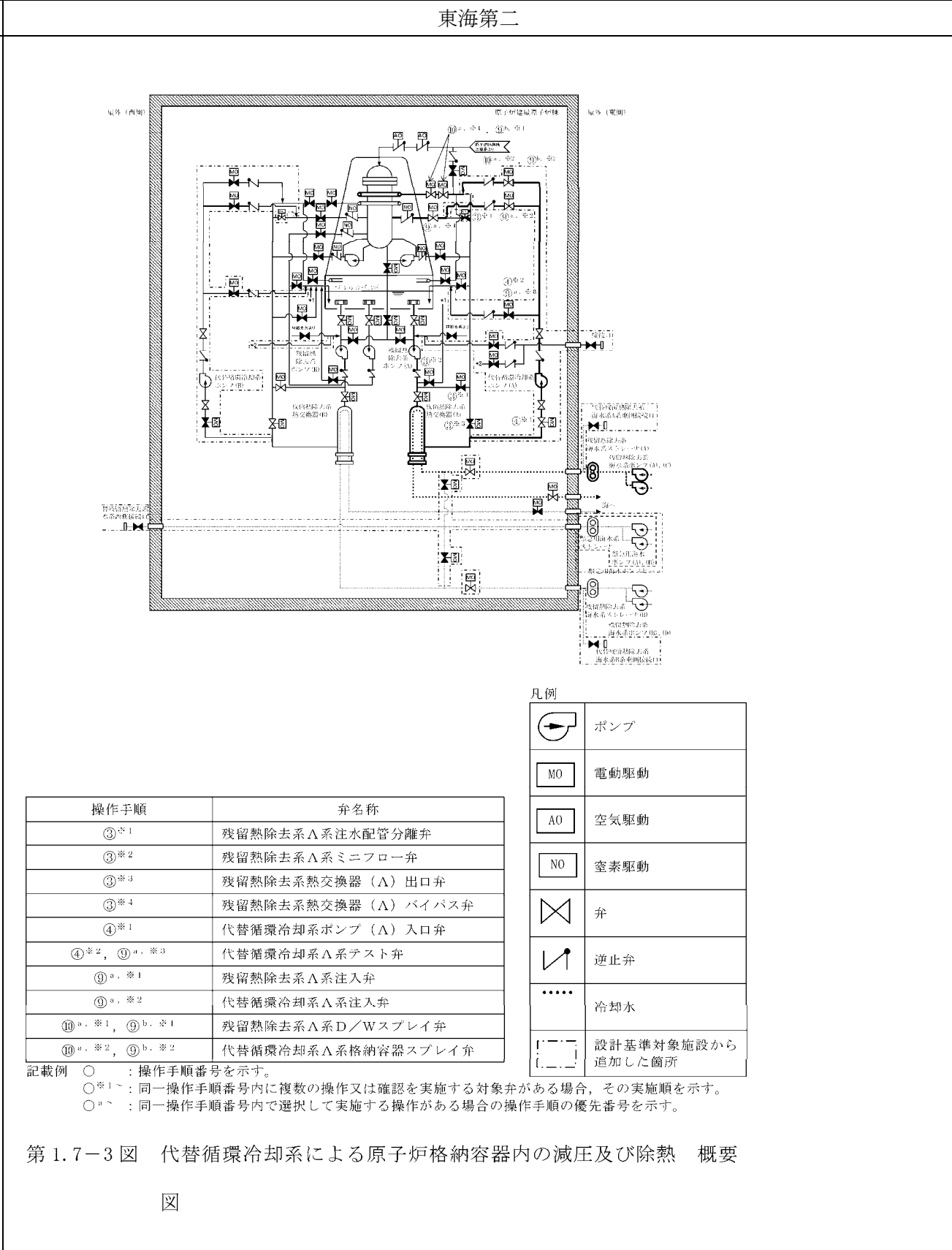
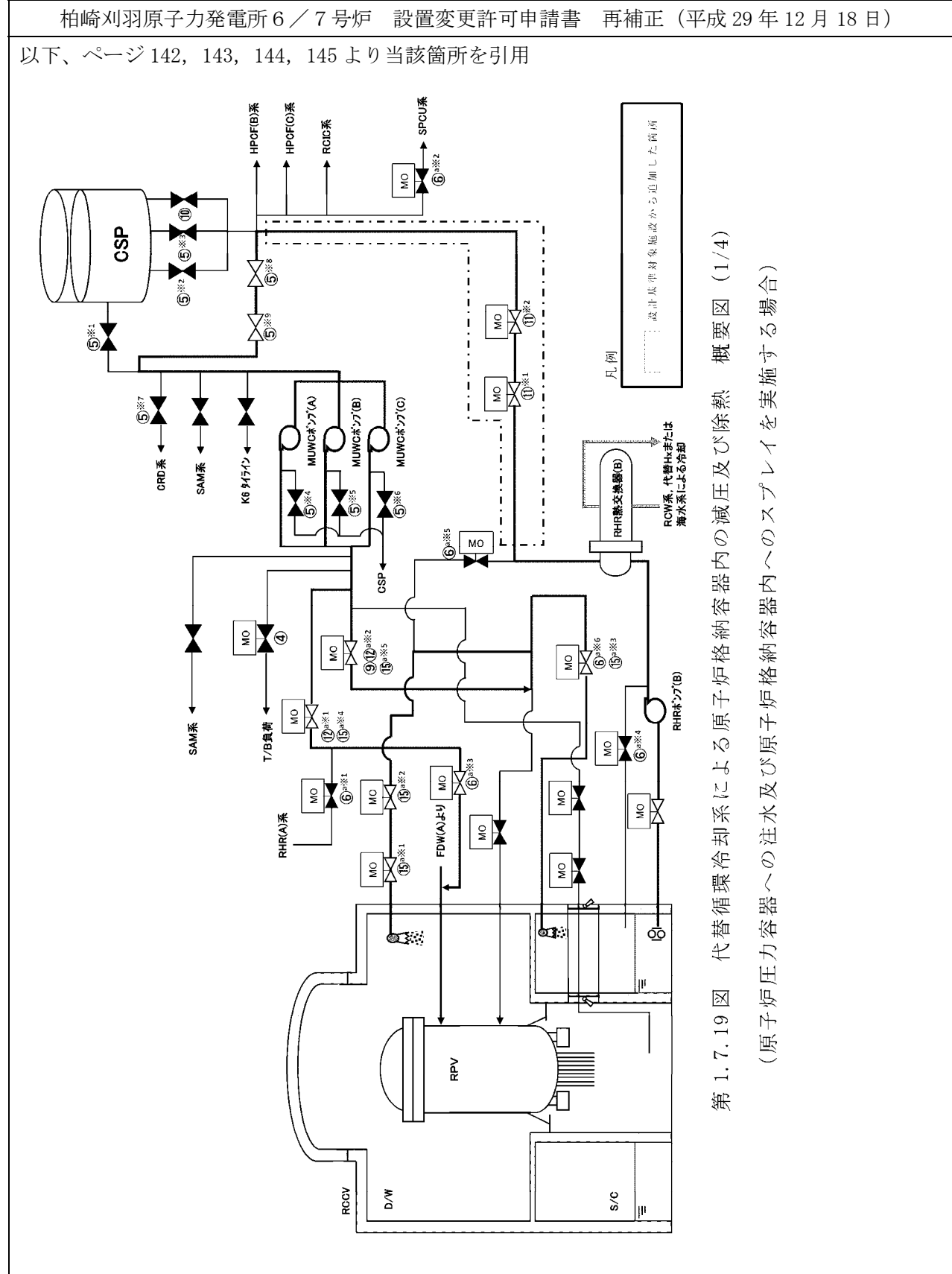
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="142 388 1059 1627" style="border: 1px solid black; height: 590px; width: 309px;"></div> <p data-bbox="192 1753 1009 1795">第1.7.1図 SOP「PCV制御」、SOP「R/B制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1308 336 2306 1816" style="border: 1px solid black; height: 705px; width: 336px;"></div> <p data-bbox="2309 661 2344 1480" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">第1.7-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱-1」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1308 369 2383 1824" style="border: 1px solid black; height: 693px; width: 362px;"></div> <div data-bbox="2398 667 2436 1522" style="position: absolute; right: 10px; top: 318px; writing-mode: vertical-rl;"> 第1.7-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」における対応フロー </div>	

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】



備考

柏崎は比較表ページ142, 143, 144, 145に記載。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																
<table border="1" data-bbox="154 514 1050 1360"> <thead> <tr> <th data-bbox="154 1199 189 1360">操作手順</th> <th data-bbox="154 514 189 1199">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="189 1199 225 1360">④</td> <td data-bbox="189 514 225 1199">タービン建屋負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="225 1199 261 1360">⑤※1</td> <td data-bbox="225 514 261 1199">復水補給水系復水貯蔵槽出口弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="261 1199 296 1360">⑤※2</td> <td data-bbox="261 514 296 1199">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="296 1199 332 1360">⑤※3</td> <td data-bbox="296 514 332 1199">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="332 1199 368 1360">⑤※4</td> <td data-bbox="332 514 368 1199">復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="368 1199 403 1360">⑤※5</td> <td data-bbox="368 514 403 1199">復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="403 1199 439 1360">⑤※6</td> <td data-bbox="403 514 439 1199">復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="439 1199 474 1360">⑤※7</td> <td data-bbox="439 514 474 1199">復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="474 1199 510 1360">⑤※8</td> <td data-bbox="474 514 510 1199">復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="510 1199 546 1360">⑤※9</td> <td data-bbox="510 514 546 1199">復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="546 1199 581 1360">⑥※1</td> <td data-bbox="546 514 581 1199">残留熱除去系熱交換器出口弁(A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="581 1199 617 1360">⑥※2</td> <td data-bbox="581 514 617 1199">サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="617 1199 652 1360">⑥※3</td> <td data-bbox="617 514 652 1199">残留熱除去系注入弁(A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="652 1199 688 1360">⑥※4</td> <td data-bbox="652 514 688 1199">残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="688 1199 724 1360">⑥※5</td> <td data-bbox="688 514 724 1199">残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="724 1199 759 1360">⑩</td> <td data-bbox="724 514 759 1199">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="759 1199 795 1360">⑪※1</td> <td data-bbox="759 514 795 1199">残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="795 1199 831 1360">⑪※2</td> <td data-bbox="795 514 831 1199">残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="831 1199 866 1360">⑮※1</td> <td data-bbox="831 514 866 1199">残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="866 1199 902 1360">⑮※2</td> <td data-bbox="866 514 902 1199">残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="902 1199 937 1360">⑯※6⑰※3</td> <td data-bbox="902 514 937 1199">残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 1199 973 1360">⑰※1⑱※4</td> <td data-bbox="937 514 973 1199">残留熱除去系洗浄水弁(A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="973 1199 1009 1360">⑱※2⑲※5</td> <td data-bbox="973 514 1009 1199">残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1083 336 1187 1575">第1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（2/4） （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）</p>	操作手順	弁名称	④	タービン建屋負荷遮断弁	⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	⑥※1	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	⑥※2	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	⑥※3	残留熱除去系注入弁(A)	⑥※4	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	⑥※5	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁	⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	⑮※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	⑮※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	⑯※6⑰※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)	⑰※1⑱※4	残留熱除去系洗浄水弁(A)	⑱※2⑲※5	残留熱除去系洗浄水弁(B)		
操作手順	弁名称																																																	
④	タービン建屋負荷遮断弁																																																	
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁																																																	
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁																																																	
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁																																																	
⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁																																																	
⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁																																																	
⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁																																																	
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁																																																	
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																																																	
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																																																	
⑥※1	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)																																																	
⑥※2	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁																																																	
⑥※3	残留熱除去系注入弁(A)																																																	
⑥※4	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)																																																	
⑥※5	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)																																																	
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁																																																	
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁																																																	
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁																																																	
⑮※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)																																																	
⑮※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)																																																	
⑯※6⑰※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)																																																	
⑰※1⑱※4	残留熱除去系洗浄水弁(A)																																																	
⑱※2⑲※5	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																																	

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>第1.7.19図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（3/4） （原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）</p>		

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																										
<table border="1" data-bbox="142 487 991 1402"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 487 181 1224">操作手順</th> <th data-bbox="181 487 991 1224">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 1224 181 1402">④</td> <td data-bbox="181 1224 991 1402">タービン建屋負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1402 181 1430">⑤※1</td> <td data-bbox="181 1402 991 1430">復水補給水系復水貯蔵槽出口弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1430 181 1457">⑤※2</td> <td data-bbox="181 1430 991 1457">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1457 181 1484">⑤※3</td> <td data-bbox="181 1457 991 1484">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1484 181 1512">⑤※4</td> <td data-bbox="181 1484 991 1512">復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1512 181 1539">⑤※5</td> <td data-bbox="181 1512 991 1539">復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1539 181 1566">⑤※6</td> <td data-bbox="181 1539 991 1566">復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1566 181 1593">⑤※7</td> <td data-bbox="181 1566 991 1593">復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1593 181 1621">⑤※8</td> <td data-bbox="181 1593 991 1621">復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1621 181 1648">⑤※9</td> <td data-bbox="181 1621 991 1648">復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1648 181 1675">⑥※1</td> <td data-bbox="181 1648 991 1675">サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1675 181 1703">⑥※2</td> <td data-bbox="181 1675 991 1703">残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1703 181 1730">⑥※3</td> <td data-bbox="181 1703 991 1730">残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1730 181 1757">⑥※4</td> <td data-bbox="181 1730 991 1757">残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1757 181 1785">⑩</td> <td data-bbox="181 1757 991 1785">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1785 181 1812">⑪※1</td> <td data-bbox="181 1785 991 1812">残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1812 181 1839">⑪※2</td> <td data-bbox="181 1812 991 1839">残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1839 181 1866">⑫^b</td> <td data-bbox="181 1839 991 1866">下部ドライウエル注水ライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1866 181 1894">⑬※2</td> <td data-bbox="181 1866 991 1894">下部ドライウエル注水流量調節弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1894 181 1921">⑯⑰※1⑱^b</td> <td data-bbox="181 1894 991 1921">残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1083 346 1187 1585">第1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（4/4） （原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）</p>	操作手順	弁名称	④	タービン建屋負荷遮断弁	⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	⑥※1	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	⑥※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	⑥※3	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	⑥※4	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)	⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁	⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	⑫ ^b	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	⑬※2	下部ドライウエル注水流量調節弁	⑯⑰※1⑱ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(B)		
操作手順	弁名称																																											
④	タービン建屋負荷遮断弁																																											
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁																																											
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁																																											
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁																																											
⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁																																											
⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁																																											
⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁																																											
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁																																											
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																																											
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																																											
⑥※1	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁																																											
⑥※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)																																											
⑥※3	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)																																											
⑥※4	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)																																											
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁																																											
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁																																											
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁																																											
⑫ ^b	下部ドライウエル注水ライン隔離弁																																											
⑬※2	下部ドライウエル注水流量調節弁																																											
⑯⑰※1⑱ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																											

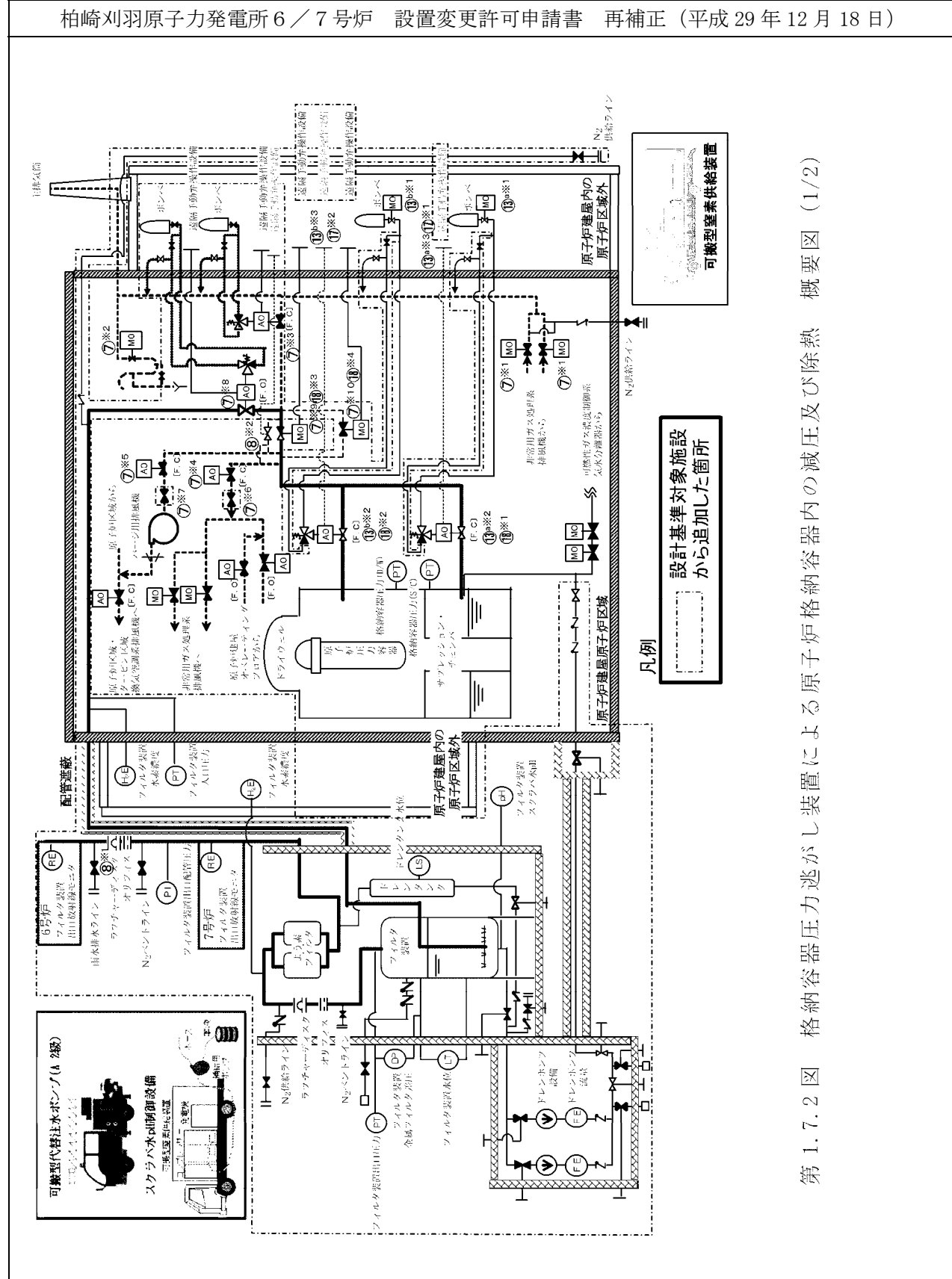
【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考	
以下、ページ146より当該箇所を引用					
手順の項目 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	要員(数)	経過時間(分)			
	中央制御室運転員A、B	2	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 代替循環冷却系運転開始 90分 65分 復水移送ポンプ停止		
	現場運転員C、D	2	運転員移動時間、系統構成① ポンプ停止、系統構成② ポンプ起動、注水開始 格納容器スプレイ開始 格納容器② 系統構成③		
	現場運転員E、F	2	格納容器① 格納容器② 系統構成④ 系統構成⑤ 系統構成⑥		
第 1.7.20 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート					

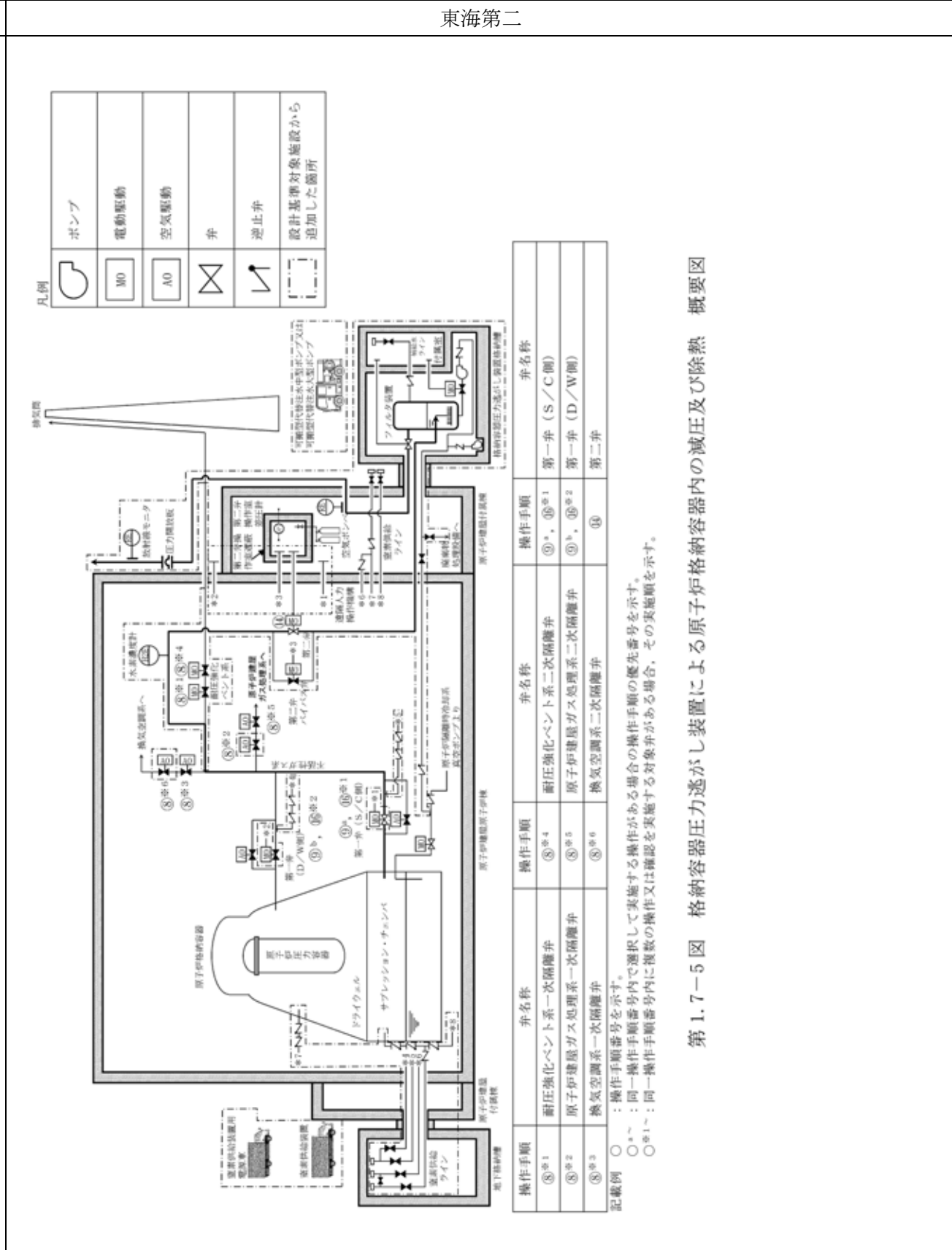
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
手順の項目 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)		
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2	0 5 10 15 20 25 30 35 40 45 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 41分 必要な負荷の電源切替え操作 系統構成 格納容器スプレイ開始 原子炉注水開始操作 ※1	
※1：代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、減圧及び除熱開始まで41分以内で可能である。				
第 1.7-4 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート				

備考
 柏崎は比較表ページ 146 に記載。
 相違理由⑮

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】



第1.7.2図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（1/2）



備考

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																						
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>⑦※1</td><td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※2</td><td>非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※3</td><td>耐圧強化ベント弁</td></tr> <tr><td>⑦※4</td><td>非常用ガス処理系第一隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※5</td><td>換気空調系第一隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※6</td><td>非常用ガス処理系第二隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※7</td><td>換気空調系第二隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※8</td><td>フィルタ装置入口弁</td></tr> <tr><td>⑦※9⑩※3</td><td>二次隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦※10⑪※4</td><td>二次隔離弁バイパス弁</td></tr> <tr><td>⑧※1</td><td>フィルタベント大気放出ラインドレン弁</td></tr> <tr><td>⑧※2</td><td>水素バイパスライン止め弁</td></tr> <tr><td>⑬※1</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁</td></tr> <tr><td>⑬※2⑭※1</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)</td></tr> <tr><td>⑬※3⑮※1</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備</td></tr> <tr><td>⑬※4</td><td>一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁</td></tr> <tr><td>⑬※5⑯※2</td><td>一次隔離弁(ドライウエル側)</td></tr> <tr><td>⑬※6⑰※2</td><td>一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備</td></tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 65%; text-align: center;"> <p>第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/2)</p> </div> </div>	操作手順	弁名称	⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁	⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁	⑦※3	耐圧強化ベント弁	⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁	⑦※5	換気空調系第一隔離弁	⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁	⑦※7	換気空調系第二隔離弁	⑦※8	フィルタ装置入口弁	⑦※9⑩※3	二次隔離弁	⑦※10⑪※4	二次隔離弁バイパス弁	⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁	⑧※2	水素バイパスライン止め弁	⑬※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁	⑬※2⑭※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)	⑬※3⑮※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備	⑬※4	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁	⑬※5⑯※2	一次隔離弁(ドライウエル側)	⑬※6⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備		<p>東二は比較表ページ 108 に記載。</p>
操作手順	弁名称																																							
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁																																							
⑦※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁																																							
⑦※3	耐圧強化ベント弁																																							
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁																																							
⑦※5	換気空調系第一隔離弁																																							
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁																																							
⑦※7	換気空調系第二隔離弁																																							
⑦※8	フィルタ装置入口弁																																							
⑦※9⑩※3	二次隔離弁																																							
⑦※10⑪※4	二次隔離弁バイパス弁																																							
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁																																							
⑧※2	水素バイパスライン止め弁																																							
⑬※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁																																							
⑬※2⑭※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)																																							
⑬※3⑮※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備																																							
⑬※4	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁																																							
⑬※5⑯※2	一次隔離弁(ドライウエル側)																																							
⑬※6⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備																																							

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																
	<div style="text-align: center;"> </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②*1</td> <td>第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁</td> </tr> <tr> <td>②*2</td> <td>第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁</td> </tr> <tr> <td>④, ⑤</td> <td>第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">凡例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">(Valve symbol)</td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(Flow control valve symbol)</td> <td>流量調整弁</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(Dashed box symbol)</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第 1.7-6 図 第二弁操作室の正圧化 概要図</p>	操作手順	弁名称	②*1	第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁	②*2	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁	④, ⑤	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁	凡例		(Valve symbol)	弁	(Flow control valve symbol)	流量調整弁	(Dashed box symbol)	設計基準対象施設から追加した箇所	<p>相違理由⑨</p>
操作手順	弁名称																	
②*1	第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁																	
②*2	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁																	
④, ⑤	第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁																	
凡例																		
(Valve symbol)	弁																	
(Flow control valve symbol)	流量調整弁																	
(Dashed box symbol)	設計基準対象施設から追加した箇所																	

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100					
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)	減圧及び除熱開始 45分															
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)															
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)															
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/Wベントの場合)															

第1.7.3 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート
(W/Wベントの場合)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100					
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)	減圧及び除熱開始 45分															
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)															
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)															
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/Wベントの場合)															

第1.7.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート
(D/Wベントの場合)

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)															備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15				
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) (格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合)	格納容器ベント準備判断																			
	格納容器ベント準備																			
	格納容器ベント開始																			
	格納容器ベント開始操作																			

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)															備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15				
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) (格納容器ベント準備：D/W側ベントの場合)	格納容器ベント準備判断																			
	格納容器ベント準備																			
	格納容器ベント開始																			
	格納容器ベント開始操作																			

※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合、第二弁パイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内で可能である。

格納容器ベント

第1.7-7 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (1/2)

相違理由⑮

備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																																																																																																
	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th><th>50</th><th>55</th><th>60</th><th>65</th><th>70</th><th>75</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="15">サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達</td> <td></td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化</td> <td>重大事故等 対応要員 3</td> <td colspan="15"> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 50分 第二弁操作室の正圧化準備完了 移動 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 系統構成 ← </div> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th><th>13</th><th>14</th><th>15</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="15">サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達</td> <td></td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化</td> <td>重大事故等 対応要員 3</td> <td colspan="15"> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 4分 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 正圧化開始操作 </div> </td> <td>※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）を24本のうち19本を使用することにより、第二弁操作室を5時間正圧化可能である。</p> <p style="text-align: center;">第二弁操作室の正圧化</p> <p style="text-align: center;">第1.7-7図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート（2/2）</p> </div>			経過時間(分)															備考			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75		手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達																第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員 3	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 50分 第二弁操作室の正圧化準備完了 移動 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 系統構成 ← </div>																		経過時間(分)															備考			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達																第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員 3	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 4分 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 正圧化開始操作 </div>															※1	<p>相違理由⑨ 相違理由⑮</p>
		経過時間(分)															備考																																																																																																																																	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75																																																																																																																																		
手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達																																																																																																																																																
第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員 3	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 50分 第二弁操作室の正圧化準備完了 移動 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 系統構成 ← </div>																																																																																																																																																
		経過時間(分)															備考																																																																																																																																	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15																																																																																																																																		
手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達																																																																																																																																																
第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員 3	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 4分 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 正圧化開始操作 </div>															※1																																																																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

以下、ページ127より当該箇所を引用

操作手順	弁名称
④⑩	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁

第1.7.7図 フィルタ装置水位調整（水張り） 概要図

東海第二

操作手順	弁名称
⑩, ⑮	フィルタベント装置補給水ライン元弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.7-8図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図

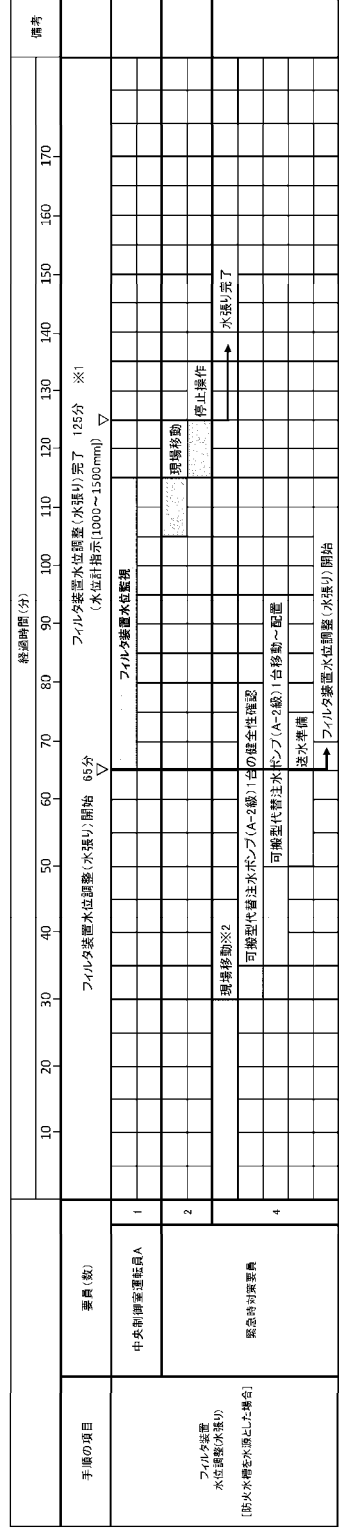
備考

柏崎は比較表ページ127に記載。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

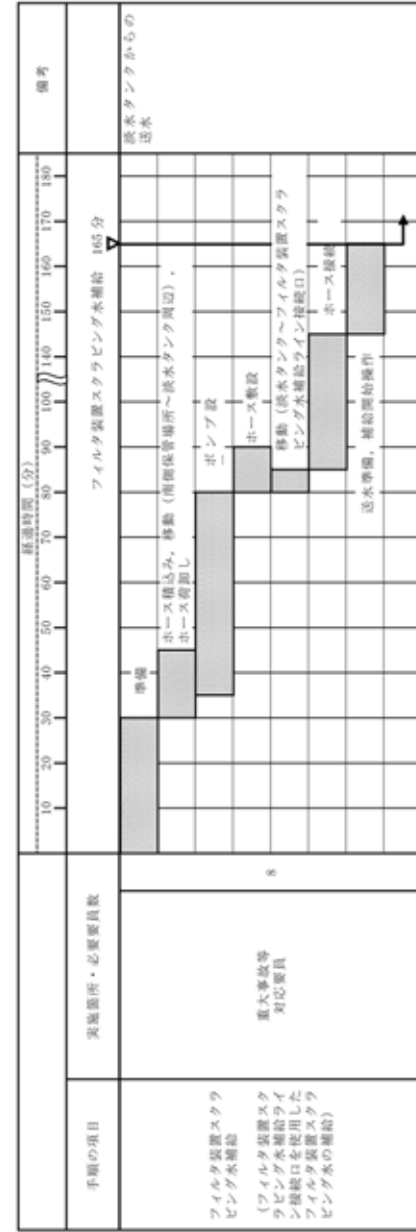
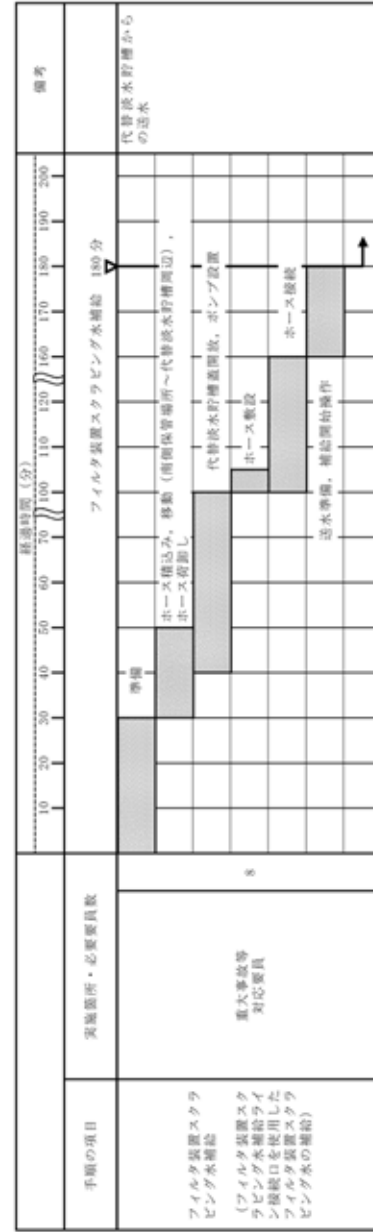
以下、ページ128～130より当該箇所を引用



※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約105分で可能である。
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第1.7.8図 フィルタ装置水位調整（水張り） タイムチャート（1/3）

東海第二



【ホース敷設（代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は56m、ホース敷設（淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は133m】

第1.7-9図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート

備考

柏崎は比較表ページ128～130に記載。
 相違理由⑮

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
手順の項目 フィルタ装置 水位調整の水張り [注水貯水定水調整した場合は] [砂などが混入して多量の水 漏れ発生する場合は]	要員(数) 1 2 4 4	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170	備考 相違理由⑮
	中央制御室運転員A フィルタ装置水位調整(水張り)開始 フィルタ装置水位調整(水張り)開始 現場移動 貯水池出口弁「開」 現場移動※ 可換型代替注水ポンプ(A-2線)1台の健全性確認 可換型代替注水ポンプ(A-2線)1台移動～配管 注水準備	フィルタ装置水位調整(水張り)完了(125分) (水位計指示1000～1500mm) フィルタ装置水位調整 フィルタ装置水位調整(水張り)完了(125分) 現場移動 停止操作 水張り完了 注水ライン水張り、健全性確認、逆水ホース及び消防ホース接続 注水開始操作 注水準備	

第1.7.8図 フィルタ装置水位調整(水張り) タイムチャート(2/3)

※ 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
<p>手順の項目</p> <p>フィルタ装置 水位調整の送り ※1 [高水時水送る水送らした構造] [あらかじめ確認してあるボースが使用できない場合]</p>	<p>職員(数)</p> <p>1 2 2 4 2</p> <p>中央制御室運転員A 緊急時対応職員</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170</p> <p>フィルタ装置水位調整(水張り)開始 95分 フィルタ装置水位調整(水張り)完了 135分 (水位計指示(1000~1500mm))</p> <p>現場移動 停止操作(水張り完了)</p> <p>現場移動 送水準備、弁開操作</p> <p>現場移動 送水準備</p> <p>現場移動 送水準備</p> <p>現場移動 送水開始操作</p> <p>現場移動 フィルタ装置水位調整(水張り)開始</p>	<p>相違理由⑮</p>

第1.7.8図 フィルタ装置水位調整(水張り) タイムチャート (3/3)

※1 フィルタ装置水位調整(水張り)は、事前に他の対応手段により設置した可換型代替注水ポンプ(A-2機)を使用するため、可換型代替注水ポンプ(A-2機)からフィルタ装置までのボースの敷設のみを行う。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

以下、ページ151より当該箇所を引用

操作手順	弁名称
⑧※1	窒素ガス供給ユニットD/W側止め弁
⑧※2	窒素ガス供給ユニットS/C側止め弁
⑩※1	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁
⑩※2	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁
⑩※3	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁
⑩※4	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁

第1.7.25図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

東海第二

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧、⑨	窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）	⑩、⑪、⑫	第一弁（S/C側又はD/W側）

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.7-10図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図

備考
柏崎は比較表ページ151に記載。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	
以下、ページ152より当該箇所を引用	
<p>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 (8:50分)</p> <p>1 通信確認準備、弁状態及び監視計器指示の確認 2 中央制御室運転員 2 現場運転員 16 緊急時対応要員 (非常時運転員、格納容器運転員、格納容器運転員、格納容器運転員)</p>	<p>可搬型格納容器窒素供給設備4台の健全性確認及び資格付与 可搬型大容窒素供給設備4台の移動・配置 運転員系統構成(ホールホース配列、接続器具フレンジ接続) 接続設備健全性確認</p>

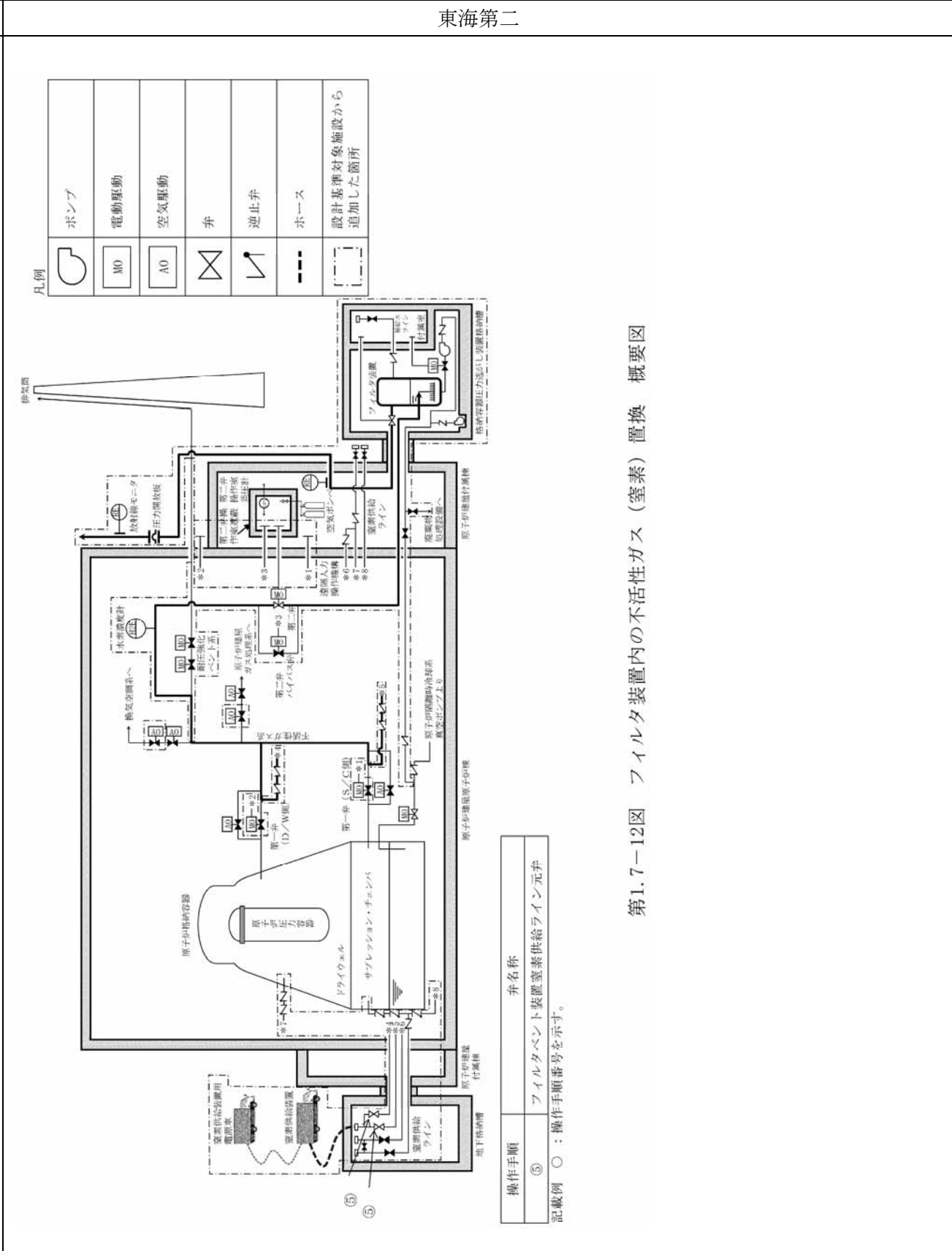
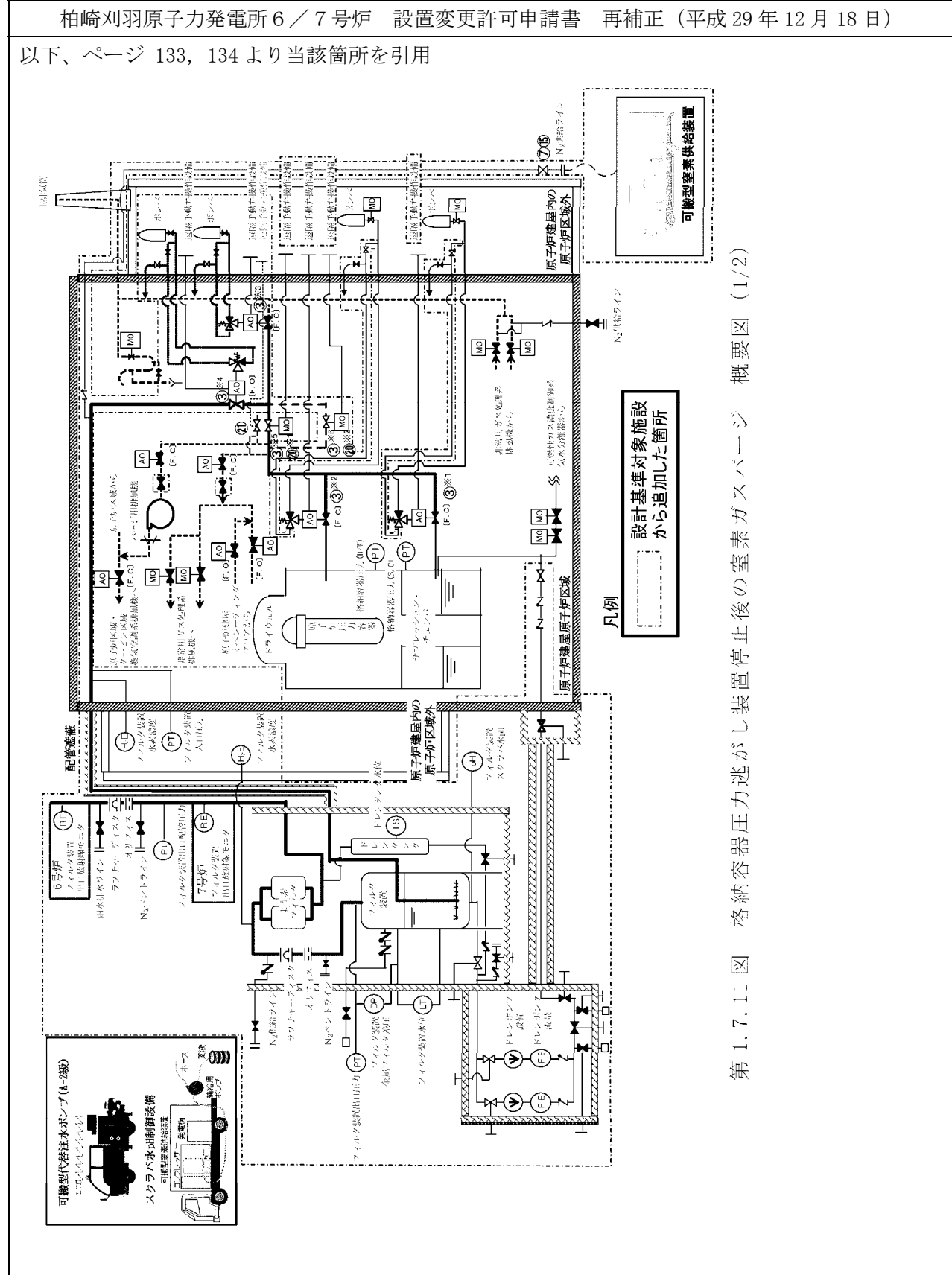
※1 大容側高圧保管場所への移動は、20分と想定する

第1.7.26 図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート

東海第二		備考
		備考
<p>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換</p> <p>2 重大事故等 対応要員</p>	<p>原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 115分</p> <p>移動(格納容器運転員～格納容器窒素供給ライン取組接続口) 窒素供給装置電源準備 ケーブル敷設、接続 窒素供給装置電源起動 移動(格納容器運転員～格納容器窒素供給ライン取組接続口) ホールホース接続 窒素供給装置準備 窒素供給装置起動 窒素供給装置動作</p>	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表ページ152に記載。 相違理由⑮</p>

第1.7-11 図 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】



備考

柏崎は比較表ページ133, 134に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③※1</td> <td>一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)</td> </tr> <tr> <td>③※2</td> <td>一次隔離弁(ドライウエル側)</td> </tr> <tr> <td>③※3</td> <td>耐圧強化ベント弁</td> </tr> <tr> <td>③※4</td> <td>フィルタ装置入口弁</td> </tr> <tr> <td>③※5 ⑩※1</td> <td>二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>③※6 ⑩※2</td> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑦⑮</td> <td>FCVS PCVベントラインフィルタベント側N₂パージ用元弁</td> </tr> <tr> <td>⑳</td> <td>水素バイパスライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	③※1	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)	③※2	一次隔離弁(ドライウエル側)	③※3	耐圧強化ベント弁	③※4	フィルタ装置入口弁	③※5 ⑩※1	二次隔離弁	③※6 ⑩※2	二次隔離弁バイパス弁	⑦⑮	FCVS PCVベントラインフィルタベント側N ₂ パージ用元弁	⑳	水素バイパスライン止め弁	<p>第1.7.11 図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ 概要図 (2/2)</p>		
操作手順	弁名称																				
③※1	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)																				
③※2	一次隔離弁(ドライウエル側)																				
③※3	耐圧強化ベント弁																				
③※4	フィルタ装置入口弁																				
③※5 ⑩※1	二次隔離弁																				
③※6 ⑩※2	二次隔離弁バイパス弁																				
⑦⑮	FCVS PCVベントラインフィルタベント側N ₂ パージ用元弁																				
⑳	水素バイパスライン止め弁																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二	備考
以下、ページ135より当該箇所を引用			
手順の項目 要員(数) 中央制御室運転員A, B 現場運転員C, D 緊急時対策要員	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバース 2 2 2 4		
	※ 大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。		
	第1.7.12図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバース タイムチャート		
	以下、ページ135より当該箇所を引用		
	備考		

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二	備考
手順の項目 実施箇所・必要要員数 フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	2 6 4		
	第1.7-13図 フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート		
	以下、ページ135より当該箇所を引用		
	備考		
	備考		

柏崎は比較表ページ135に記載。
相違理由⑮

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

以下、ページ131より当該箇所を引用

操作手順	弁名称
②※1 ⑤⑪※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
②※2 ⑪※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
②※3 ⑪※3	FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁

第1.7.9図 フィルタ装置水位調整（水抜き） 概要図

東海第二

操作手順	弁名称
⑥	フィルタベント装置移送ライン止め弁
⑦	フィルタベント装置ドレン移送ライン移送ライン切替弁（S/C側）
⑧、⑨	フィルタベント装置補給ライン元弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.7-14図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

備考

柏崎は比較表ページ131に記載。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

以下、ページ132より当該箇所を引用

手順の項目	委員(数)	経過時間(分)	備考
フィルタ装置水位調整 (水抜き)	中央制御室運転員A 緊急時対策委員	0-20	フィルタ装置水抜き開始 20分
		20-30	現場移動
		30-40	系統構成・水抜き開始操作 → フィルタ装置水抜き開始
		40-130	水抜き(水位2200[mm] → 1000[mm])継続監視 現場移動 停止操作 フィルタ装置水抜き完了

第1.7.10図 フィルタ装置水位調整（水抜き） タイムチャート

東海第二

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考
フィルタ装置スクラッピング水移送	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 運転員等 (当直運転員) (復旧)	0-15 15-30 30-45 45-55 55-65 65-75 75-85 85-95 95-105 105-115 115-125 125-135 135-145 145-155	準備 ホース積込み、移動(所轄保管場所～代替淡水貯蔵庫周辺)、ホース展開し 代替淡水貯蔵庫開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、水張り開始操作 送水開始
フィルタ装置スクラッピング水移送 (フィルタ装置スクラッピング水移送したホース接続したフィルタ装置水張り)	重大事故等 対応要員	0-10 10-20 20-30 30-40 40-50 50-60 60-70 70-80 80-90 90-100 100-110 110-120 120-130 130-140 140-150	準備 フィルタ装置スクラッピング水移送完了 フィルタ装置水張り 150分 代替淡水貯蔵庫からの送水
フィルタ装置スクラッピング水移送 (フィルタ装置スクラッピング水移送完了)	実施箇所・必要要員数 運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	0-1 1-2 2-3 3-4 4-5 5-6 6-7 7-8 8-9 9-10 10-11 11-12 12-13 13-14 14-15	準備 フィルタ装置スクラッピング水移送完了 現場移動 フィルタ装置スクラッピング水移送ライン洗浄 起動操作

【ホース敷設（代替淡水貯蔵からフィルタ装置スクラッピング水補給ライン接続）
口）の場合は56m】

第1.7-15図 フィルタ装置スクラッピング水移送 タイムチャート (1/2)

備考

柏崎は比較表ページ132に記載。
相違理由⑮

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																																																																																																																																																																																																																							
<p>・比較表ページ 132 から引用した柏崎タイムチャートを 123 ページに記載。</p>	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="15">フィルタ装置スクラビング水移送 54分</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置スクラビング水移送</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td colspan="15"> <div style="text-align: center;"> </div> </td> <td></td> </tr> <tr> <td>運転員等 (当直運転員) (現場)</td> <td colspan="15"> <div style="text-align: center;"> </div> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="18">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="18">フィルタ装置スクラビング水移送完了</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り)</td> <td rowspan="2">重大事故等 対応要員</td> <td colspan="18"> <div style="text-align: center;"> </div> </td> <td>淡水タンクからの送水</td> </tr> <tr> <td colspan="18"> <p>【ホース敷設（淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は 133m】</p> </td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th><th>13</th><th>14</th><th>15</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="15">フィルタ装置水張り完了</td> <td></td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td colspan="15"> <div style="text-align: center;"> </div> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div>			経過時間(分)															備考			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分																フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	<div style="text-align: center;"> </div>																運転員等 (当直運転員) (現場)	<div style="text-align: center;"> </div>																		経過時間(分)																		備考			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送完了																			フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り)	重大事故等 対応要員	<div style="text-align: center;"> </div>																		淡水タンクからの送水	<p>【ホース敷設（淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は 133m】</p>																				経過時間(分)															備考			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置水張り完了																フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	<div style="text-align: center;"> </div>																<p>柏崎は比較表ページ 132 に記載。 相違理由⑮</p>
		経過時間(分)															備考																																																																																																																																																																																																																																																								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150																																																																																																																																																																																																																																																									
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分																																																																																																																																																																																																																																																																							
フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	<div style="text-align: center;"> </div>																																																																																																																																																																																																																																																																							
	運転員等 (当直運転員) (現場)	<div style="text-align: center;"> </div>																																																																																																																																																																																																																																																																							
		経過時間(分)																		備考																																																																																																																																																																																																																																																					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180																																																																																																																																																																																																																																																						
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送完了																																																																																																																																																																																																																																																																							
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り)	重大事故等 対応要員	<div style="text-align: center;"> </div>																		淡水タンクからの送水																																																																																																																																																																																																																																																					
		<p>【ホース敷設（淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は 133m】</p>																																																																																																																																																																																																																																																																							
		経過時間(分)															備考																																																																																																																																																																																																																																																								
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15																																																																																																																																																																																																																																																									
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置水張り完了																																																																																																																																																																																																																																																																							
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	<div style="text-align: center;"> </div>																																																																																																																																																																																																																																																																							
<p>第 1.7-15 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (2/2)</p>																																																																																																																																																																																																																																																																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>										
<div data-bbox="142 380 943 1367"> </div> <div data-bbox="142 1472 943 1682"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁A</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁B</td> </tr> <tr> <td>②※3</td> <td>FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁</td> </tr> <tr> <td>②※4</td> <td>FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table> </div>	操作手順	弁名称	②※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁A	②※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁B	②※3	FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁	②※4	FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁	<p>東二の移送ポンプは満水保管 としているため、水張手順は整 備しない。</p>	
操作手順	弁名称											
②※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁A											
②※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁B											
②※3	FCVSフィルタベント装置遮蔽壁内側ドレン弁											
②※4	FCVSフィルタベント装置移送ポンプテストライン止め弁											
<p>第 1.7.5 図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り 概要図</p>												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">フィルタ装置 ドレン移送ポンプ水張り</td> <td rowspan="10">緊急時対策要員 2</td> <td>10</td> <td>緊急移動</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>系統構築</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>系統水張り</td> </tr> <tr> <td>25</td> <td>弁開操作</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td></td> </tr> <tr> <td>35</td> <td></td> </tr> <tr> <td>40</td> <td></td> </tr> <tr> <td>45</td> <td>45分 水張り完了確認</td> </tr> <tr> <td>50</td> <td></td> </tr> <tr> <td>55</td> <td>系統水張り完了</td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員 2	10	緊急移動	15	系統構築	20	系統水張り	25	弁開操作	30		35		40		45	45分 水張り完了確認	50		55	系統水張り完了	<p>第 1.7.6 図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート</p>		<p>東二の移送ポンプは満水保管 としているため、水張手順は整 備しない。</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																										
フィルタ装置 ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員 2	10	緊急移動																										
		15	系統構築																										
		20	系統水張り																										
		25	弁開操作																										
		30																											
		35																											
		40																											
		45	45分 水張り完了確認																										
		50																											
		55	系統水張り完了																										

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考				
<div data-bbox="172 388 1053 1417" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="133 1512 1092 1617" data-label="Table"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④⑩</td> <td>FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁</td> </tr> </tbody> </table> </div>	操作手順	弁名称	④⑩	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁		<p>東二は比較表ページ113に記載。</p>
操作手順	弁名称					
④⑩	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁					

第1.7.7図 フィルタ装置水位調整（水張り） 概要図

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4"> フィルタ装置 水位調整(水張り) [防 waterspreading 水張りとした場合] </td> <td>1</td> <td>00:00 - 00:05</td> <td>フィルタ装置水位調整(水張り)完了 125分 ※1 (水位計指示[1000~1500mm])</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>00:05 - 00:10</td> <td>フィルタ装置水位調整</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>00:10 - 00:15</td> <td>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>00:15 - 00:20</td> <td>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動→配管 →送水準備 →フィルタ装置水位調整(水張り)開始</td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	フィルタ装置 水位調整(水張り) [防 waterspreading 水張りとした場合]	1	00:00 - 00:05	フィルタ装置水位調整(水張り)完了 125分 ※1 (水位計指示[1000~1500mm])	2	00:05 - 00:10	フィルタ装置水位調整	3	00:10 - 00:15	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認	4	00:15 - 00:20	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動→配管 →送水準備 →フィルタ装置水位調整(水張り)開始			<p>東二は比較表ページ114に記載。</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																	
フィルタ装置 水位調整(水張り) [防 waterspreading 水張りとした場合]	1	00:00 - 00:05	フィルタ装置水位調整(水張り)完了 125分 ※1 (水位計指示[1000~1500mm])																	
	2	00:05 - 00:10	フィルタ装置水位調整																	
	3	00:10 - 00:15	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台の健全性確認																	
	4	00:15 - 00:20	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動→配管 →送水準備 →フィルタ装置水位調整(水張り)開始																	

第1.7.8図 フィルタ装置水位調整(水張り) タイムチャート(1/3)

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約105分で可能である。
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
手順の項目 フィルタ装置 水位調整(水張り) [本炉貯水圧を水張りとした場合、 (あらかた)緊急停止(あるが、 本炉使用を前提とする。)]	要員(数) 中央制御室番組員A 緊急時対応要員	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170	備考 東二は比較表ページ 114 に記載。
	フィルタ装置水位調整(水張り)開始 65分 フィルタ装置水位調整(水張り)完了 125分 (水位計指示1000～1500mm)		
※ 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。			
第 1.7.8 図 フィルタ装置水位調整 (水張り) タイムチャート (2/3)			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20%;"> <p>手順の項目</p> <p>要員(名)</p> <p>1 中央制御室運転員A</p> <p>2 緊急時対応要員</p> <p>※1 フィルタ装置水位調整(水張り)は、事前に他の対応手段により設置した可搬型(替注水ポンプ(A-2線))を使用するため、可搬型(替注水ポンプ(A-2線))からフィルタ装置までのホースの敷設のみを行う。</p> </div> <div style="width: 75%;"> </div> </div>		<p>東二は比較表ページ 114 に記載。</p>

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
<div data-bbox="172 380 1003 1444"> <p>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</p> <p>スクラバ水pH制御設備</p> <p>可搬型薬素供給装置</p> <p>コンプレッサー 発電機</p> <p>ホース 薬液</p> <p>補給用ポンプ</p> <p>凡例</p> <p>設計基準対象施設から追加した箇所</p> <p>7号炉 フィルタ装置 出口放射線モニタ</p> <p>RE</p> <p>HSE</p> <p>フィルタ装置 水素濃度</p> <p>よう素 フィルタ</p> <p>ラプチャーディスク</p> <p>オリフィス</p> <p>N₂供給ライン</p> <p>N₂ベントライン</p> <p>フィルタ装置出口圧力 (PI)</p> <p>フィルタ装置 金属フィルタ差圧 (DP)</p> <p>フィルタ装置水位 (LT)</p> <p>ドレンタンク</p> <p>ドレンタンク水位</p> <p>原子炉建屋内の 原子炉区域外</p> <p>フィルタ装置 スクラバ水 pH</p> <p>ドレンポンプ設備</p> <p>ドレンポンプ 流量</p> <p>②※2</p> <p>①※2</p> <p>②※3</p> <p>①※3</p> <p>②※1</p> <p>⑤①※1</p> <table border="1" data-bbox="133 1480 1032 1661"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1⑤①※1</td> <td>FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※2①※2</td> <td>FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※3①※3</td> <td>FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁</td> </tr> </tbody> </table> </div>	操作手順	弁名称	②※1⑤①※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	②※2①※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	②※3①※3	FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁	<p>東二は比較表ページ 122 に記載。</p>	
操作手順	弁名称									
②※1⑤①※1	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁									
②※2①※2	FCVSフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁									
②※3①※3	FCVSフィルタベント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁									

第 1.7.9 図 フィルタ装置水位調整（水抜き） 概要図

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)		東海第二	備考																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>委員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">フィルタ装置水位調整 (水抜き)</td> <td rowspan="2">中央制御室運転員A</td> <td>0-20</td> <td>フィルタ装置水抜き開始 20分</td> </tr> <tr> <td>20-30</td> <td>現場移動</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">緊急時対策委員</td> <td>30-40</td> <td>系統構成・水抜き開始操作 → フィルタ装置水抜き開始</td> </tr> <tr> <td>40-130</td> <td>水抜き(水位2200[mm] → 1000[mm])継続監視 → 現場移動 → 停止操作 → フィルタ装置水抜き完了</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>130-140</td> <td>フィルタ装置水位調整(水抜き)作業完了 130分</td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	委員(数)	経過時間(分)	備考	フィルタ装置水位調整 (水抜き)	中央制御室運転員A	0-20	フィルタ装置水抜き開始 20分	20-30	現場移動	緊急時対策委員	30-40	系統構成・水抜き開始操作 → フィルタ装置水抜き開始	40-130	水抜き(水位2200[mm] → 1000[mm])継続監視 → 現場移動 → 停止操作 → フィルタ装置水抜き完了			130-140	フィルタ装置水位調整(水抜き)作業完了 130分			東二は比較表ページ 123 に記載。
手順の項目	委員(数)	経過時間(分)	備考																			
フィルタ装置水位調整 (水抜き)	中央制御室運転員A	0-20	フィルタ装置水抜き開始 20分																			
		20-30	現場移動																			
	緊急時対策委員	30-40	系統構成・水抜き開始操作 → フィルタ装置水抜き開始																			
		40-130	水抜き(水位2200[mm] → 1000[mm])継続監視 → 現場移動 → 停止操作 → フィルタ装置水抜き完了																			
		130-140	フィルタ装置水位調整(水抜き)作業完了 130分																			

第 1.7.10 図 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>第1.7.11図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバース 概要図 (1/2)</p>	東海第二	備考 東二は比較表ページ119に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③※1</td> <td>一次隔離弁（サブレッション・チェンバ側）</td> </tr> <tr> <td>③※2</td> <td>一次隔離弁（ドライウエル側）</td> </tr> <tr> <td>③※3</td> <td>耐圧強化ベント弁</td> </tr> <tr> <td>③※4</td> <td>フィルタ装置入口弁</td> </tr> <tr> <td>③※5⑩※1</td> <td>二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>③※6⑩※2</td> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑦⑮</td> <td>FCVS PCVベントラインフィルタベント側N₂パージ用元弁</td> </tr> <tr> <td>⑳</td> <td>水素バイパスライン止め弁</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	③※1	一次隔離弁（サブレッション・チェンバ側）	③※2	一次隔離弁（ドライウエル側）	③※3	耐圧強化ベント弁	③※4	フィルタ装置入口弁	③※5⑩※1	二次隔離弁	③※6⑩※2	二次隔離弁バイパス弁	⑦⑮	FCVS PCVベントラインフィルタベント側N ₂ パージ用元弁	⑳	水素バイパスライン止め弁	<p>第1.7.11 図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ 概要図（2/2）</p>		<p>東二は比較表ページ 119 に記載。</p>
操作手順	弁名称																				
③※1	一次隔離弁（サブレッション・チェンバ側）																				
③※2	一次隔離弁（ドライウエル側）																				
③※3	耐圧強化ベント弁																				
③※4	フィルタ装置入口弁																				
③※5⑩※1	二次隔離弁																				
③※6⑩※2	二次隔離弁バイパス弁																				
⑦⑮	FCVS PCVベントラインフィルタベント側N ₂ パージ用元弁																				
⑳	水素バイパスライン止め弁																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二	備考																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(名)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ</td> <td rowspan="2">中央制御室運転員A, B</td> <td>10</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>20</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場運転員C, D</td> <td>30</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>40</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">緊急時対策要員</td> <td rowspan="2">現場移動※</td> <td>50</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>70</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>80</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>90</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>100</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>110</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>120</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>130</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>140</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>150</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>160</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>170</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>180</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>190</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>200</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>210</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>220</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>230</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>240</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>250</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>260</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>270</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>280</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">現場移動</td> <td>290</td> <td rowspan="2">窒素供給開始前70分</td> </tr> <tr> <td>300</td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(名)	経過時間(分)	備考	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	中央制御室運転員A, B	10	窒素供給開始前70分	20	現場運転員C, D	30	窒素供給開始前70分	40	緊急時対策要員	現場移動※	50	窒素供給開始前70分	60	現場移動	70	窒素供給開始前70分	80	現場移動	90	窒素供給開始前70分	100	現場移動	110	窒素供給開始前70分	120	現場移動	130	窒素供給開始前70分	140	現場移動	150	窒素供給開始前70分	160	現場移動	170	窒素供給開始前70分	180	現場移動	190	窒素供給開始前70分	200	現場移動	210	窒素供給開始前70分	220	現場移動	230	窒素供給開始前70分	240	現場移動	250	窒素供給開始前70分	260	現場移動	270	窒素供給開始前70分	280	現場移動	290	窒素供給開始前70分	300			東二は比較表ページ 121 に記載。
手順の項目	要員(名)	経過時間(分)	備考																																																																		
格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ	中央制御室運転員A, B	10	窒素供給開始前70分																																																																		
		20																																																																			
	現場運転員C, D	30	窒素供給開始前70分																																																																		
		40																																																																			
	緊急時対策要員	現場移動※	50	窒素供給開始前70分																																																																	
			60																																																																		
		現場移動	70	窒素供給開始前70分																																																																	
			80																																																																		
		現場移動	90	窒素供給開始前70分																																																																	
			100																																																																		
		現場移動	110	窒素供給開始前70分																																																																	
			120																																																																		
現場移動	130	窒素供給開始前70分																																																																			
	140																																																																				
現場移動	150	窒素供給開始前70分																																																																			
	160																																																																				
現場移動	170	窒素供給開始前70分																																																																			
	180																																																																				
現場移動	190	窒素供給開始前70分																																																																			
	200																																																																				
現場移動	210	窒素供給開始前70分																																																																			
	220																																																																				
現場移動	230	窒素供給開始前70分																																																																			
	240																																																																				
現場移動	250	窒素供給開始前70分																																																																			
	260																																																																				
現場移動	270	窒素供給開始前70分																																																																			
	280																																																																				
現場移動	290	窒素供給開始前70分																																																																			
	300																																																																				

※ 大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第 1.7.12 図 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスバージ タイムチャート

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
<p style="text-align: center;">凡例</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 設計基準対象施設から追加した箇所 </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">操作手順</th> <th style="width: 85%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1 ⑩※2</td> <td>フィルタベント装置pH入口止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※2 ⑩※3</td> <td>フィルタベント装置pH出口止め弁</td> </tr> <tr> <td>④⑩※1</td> <td>FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第 1.7.13 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 概要図</p>	操作手順	弁名称	②※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH入口止め弁	②※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH出口止め弁	④⑩※1	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁	<p>東二は予め待機中から十分な量の薬剤をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。</p>	
操作手順	弁名称									
②※1 ⑩※2	フィルタベント装置pH入口止め弁									
②※2 ⑩※3	フィルタベント装置pH出口止め弁									
④⑩※1	FCVSフィルタベント装置給水ライン元弁									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)		東海第二		備考									
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)				備考							
	中央制御室運転員 A	10	20	30	40		50	60	70	80	90	100	110
フィルタ装置 スクラバ水pH調整	1	サンプリングポンプ起動											
	2	スクラバ水pH調整完了85分 補給用ポンプ起動											
	2	pH値確認											
	2	現場移動											
	4	現場移動※ サンプリングポンプ健全性確認・系統構成											
	2	現場移動※ 資機材準備・スクラバ水pH調整設備健全性確認 可搬型薬液供給装置吸込・系統構成 現場移動 ホース巻線・薬液補給開始 薬液補給開始 薬液補給停止操作・系統復旧 薬液補給完了											
※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。		第 1.7.14 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート											
		東二は予め待機中から十分な量の薬剤をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。											

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
<p>凡例</p> <p>設計基準対象施設から追加した箇所</p> <table border="1" data-bbox="133 1449 1113 1648"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1⑥※1</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※2⑥※2</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁</td> </tr> <tr> <td>④⑥※3</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレンラインN₂パージ用元弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 1.7.15 図 ドレン移送ライン窒素ガスパージ 概要図</p>	操作手順	弁名称	②※1⑥※1	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	②※2⑥※2	FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁	④⑥※3	FCVSフィルタバント装置ドレンラインN ₂ パージ用元弁	<p>東二は「フィルタ装置スクラビング水移送」にて整理。比較表ページ 122 に記載。</p>	
操作手順	弁名称									
②※1⑥※1	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁									
②※2⑥※2	FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁									
④⑥※3	FCVSフィルタバント装置ドレンラインN ₂ パージ用元弁									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">ドレン移送ライン窒素ガスバース</td> <td rowspan="4">緊急時対応要員</td> <td>ドレン移送ライン窒素ガスバース開始 70分</td> <td>130分ドレン移送ライン窒素ガスバース作業完了</td> </tr> <tr> <td>現場移動※</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置搬入・全性確認</td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場移動</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>可搬型窒素供給装置設置</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>現場移動</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>ホース接続、系統構成</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>窒素供給開始操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>現場移動</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>窒素供給停止操作、弁閉操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>ドレン移送ライン窒素ガスバース完了</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	ドレン移送ライン窒素ガスバース	緊急時対応要員	ドレン移送ライン窒素ガスバース開始 70分	130分ドレン移送ライン窒素ガスバース作業完了	現場移動※		可搬型窒素供給装置搬入・全性確認		現場移動				可搬型窒素供給装置設置				現場移動				ホース接続、系統構成				窒素供給開始操作				現場移動				窒素供給停止操作、弁閉操作				ドレン移送ライン窒素ガスバース完了				東二は「フィルタ装置スクラッピング水移送」にて整理。比較表ページ123に記載。
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																										
ドレン移送ライン窒素ガスバース	緊急時対応要員	ドレン移送ライン窒素ガスバース開始 70分	130分ドレン移送ライン窒素ガスバース作業完了																																										
		現場移動※																																											
		可搬型窒素供給装置搬入・全性確認																																											
		現場移動																																											
		可搬型窒素供給装置設置																																											
		現場移動																																											
		ホース接続、系統構成																																											
		窒素供給開始操作																																											
		現場移動																																											
		窒素供給停止操作、弁閉操作																																											
		ドレン移送ライン窒素ガスバース完了																																											

第1.7.16図 ドレン移送ライン窒素ガスバース タイムチャート

※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
<p>凡例</p> <p>設計基準対象施設から追加した箇所</p> <table border="1" data-bbox="133 1323 1098 1606"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1⑧※1</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※2⑧※2</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※3⑧※3</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁</td> </tr> <tr> <td>②※4⑧※4</td> <td>FCVSフィルタバント装置遮蔽壁内側ドレン弁</td> </tr> <tr> <td>②※5⑧※5</td> <td>FCVSフィルタバント装置ドレンタンク出口止め弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1.7.17図 ドレンタンク水抜き 概要図</p>	操作手順	弁名称	②※1⑧※1	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	②※2⑧※2	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	②※3⑧※3	FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁	②※4⑧※4	FCVSフィルタバント装置遮蔽壁内側ドレン弁	②※5⑧※5	FCVSフィルタバント装置ドレンタンク出口止め弁		<p>東二の格納容器圧力逃がし装置にはドレンタンクを設置していない。</p>
操作手順	弁名称													
②※1⑧※1	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁													
②※2⑧※2	FCVSフィルタバント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁													
②※3⑧※3	FCVSフィルタバント装置ドレンライン二次格納施設外側止め弁													
②※4⑧※4	FCVSフィルタバント装置遮蔽壁内側ドレン弁													
②※5⑧※5	FCVSフィルタバント装置ドレンタンク出口止め弁													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

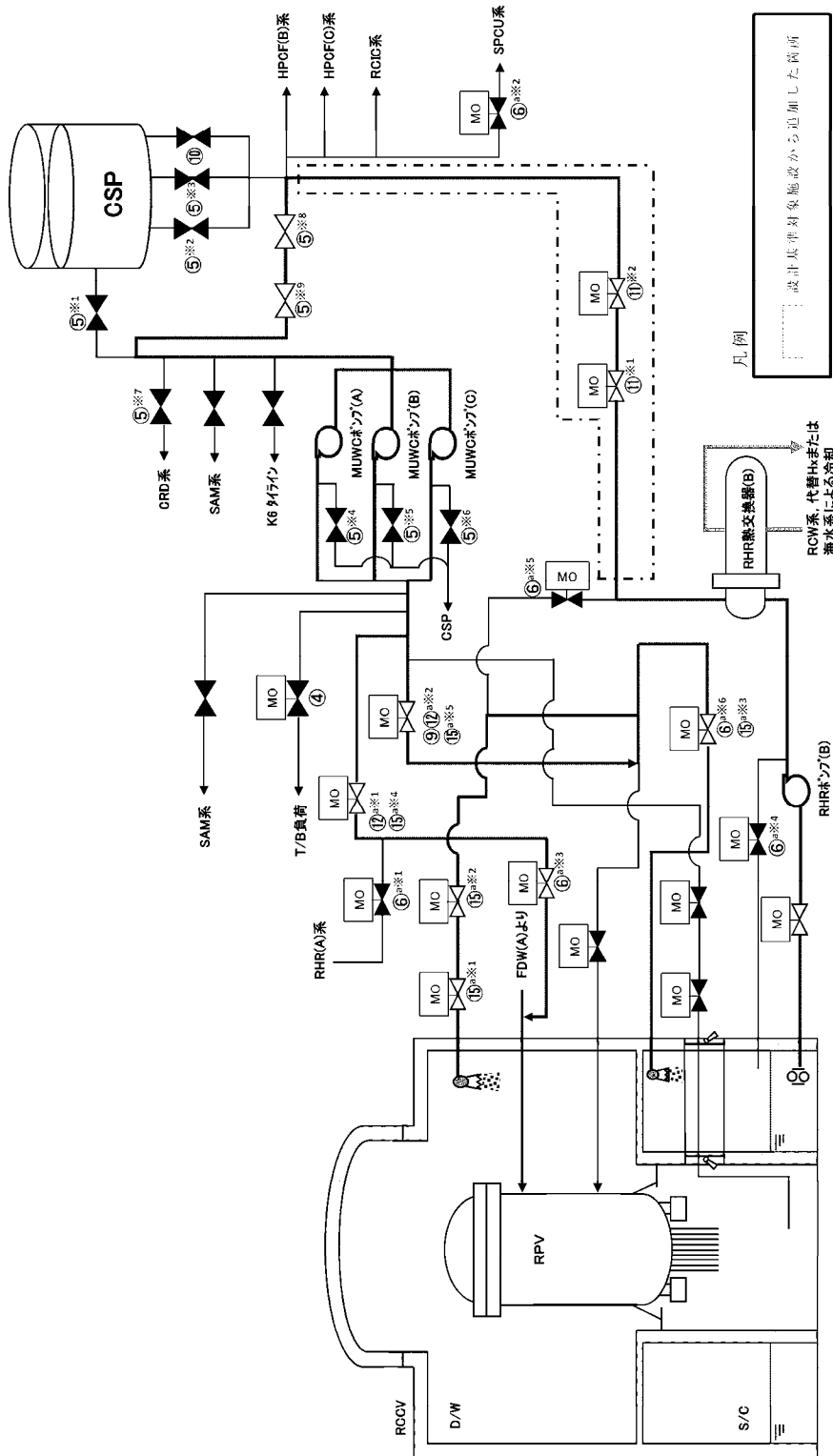
【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二	備考
手順の項目	要員(数)		
	中次制御室運転員A	1	
ドレンタンク 水抜き	緊急時対策要員	2	
		2	

第1.7.18図 ドレンタンク水抜き タイムチャート

東二の格納容器圧力逃がし装置にはドレンタンクを設置していない。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
 <p>第1.7.19図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（1/4） （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）</p>	<p>東二は比較表ページ 103 に記載。</p>	<p>備考</p>

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																
<table border="1" data-bbox="151 556 1050 1407"> <thead> <tr> <th data-bbox="151 1241 225 1407">操作手順</th> <th data-bbox="151 556 225 1241">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="225 1241 270 1407">④</td> <td data-bbox="225 556 270 1241">タービン建屋負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="270 1241 314 1407">⑤※1</td> <td data-bbox="270 556 314 1241">復水補給水系復水貯蔵槽出口弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="314 1241 359 1407">⑤※2</td> <td data-bbox="314 556 359 1241">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="359 1241 403 1407">⑤※3</td> <td data-bbox="359 556 403 1241">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="403 1241 448 1407">⑤※4</td> <td data-bbox="403 556 448 1241">復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="448 1241 492 1407">⑤※5</td> <td data-bbox="448 556 492 1241">復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="492 1241 537 1407">⑤※6</td> <td data-bbox="492 556 537 1241">復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="537 1241 581 1407">⑤※7</td> <td data-bbox="537 556 581 1241">復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="581 1241 626 1407">⑤※8</td> <td data-bbox="581 556 626 1241">復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="626 1241 670 1407">⑤※9</td> <td data-bbox="626 556 670 1241">復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="670 1241 715 1407">⑥※1</td> <td data-bbox="670 556 715 1241">残留熱除去系熱交換器出口弁(A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="715 1241 759 1407">⑥※2</td> <td data-bbox="715 556 759 1241">サブレンジオンプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="759 1241 804 1407">⑥※3</td> <td data-bbox="759 556 804 1241">残留熱除去系注入弁(A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="804 1241 848 1407">⑥※4</td> <td data-bbox="804 556 848 1241">残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="848 1241 893 1407">⑥※5</td> <td data-bbox="848 556 893 1241">残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="893 1241 937 1407">⑩</td> <td data-bbox="893 556 937 1241">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="937 1241 982 1407">⑪※1</td> <td data-bbox="937 556 982 1241">残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 1241 1026 1407">⑪※2</td> <td data-bbox="982 556 1026 1241">残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1026 1241 1071 1407">⑮※1</td> <td data-bbox="1026 556 1071 1241">残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1071 1241 1115 1407">⑮※2</td> <td data-bbox="1071 556 1115 1241">残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1115 1241 1160 1407">⑯※6⑰※3</td> <td data-bbox="1115 556 1160 1241">残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1160 1241 1205 1407">⑰※1⑱※4</td> <td data-bbox="1160 556 1205 1241">残留熱除去系洗浄水弁(A)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1205 1241 1249 1407">⑱※2⑲※5</td> <td data-bbox="1205 556 1249 1241">残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1083 378 1187 1617">第1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（2/4） （原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）</p>	操作手順	弁名称	④	タービン建屋負荷遮断弁	⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	⑥※1	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	⑥※2	サブレンジオンプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	⑥※3	残留熱除去系注入弁(A)	⑥※4	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	⑥※5	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁	⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	⑮※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	⑮※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	⑯※6⑰※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)	⑰※1⑱※4	残留熱除去系洗浄水弁(A)	⑱※2⑲※5	残留熱除去系洗浄水弁(B)		<p data-bbox="2507 451 2893 535">東二は比較表ページ 103 に記載。</p>
操作手順	弁名称																																																	
④	タービン建屋負荷遮断弁																																																	
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁																																																	
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁																																																	
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁																																																	
⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁																																																	
⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁																																																	
⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁																																																	
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁																																																	
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																																																	
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																																																	
⑥※1	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)																																																	
⑥※2	サブレンジオンプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁																																																	
⑥※3	残留熱除去系注入弁(A)																																																	
⑥※4	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)																																																	
⑥※5	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)																																																	
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁																																																	
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁																																																	
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁																																																	
⑮※1	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)																																																	
⑮※2	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)																																																	
⑯※6⑰※3	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)																																																	
⑰※1⑱※4	残留熱除去系洗浄水弁(A)																																																	
⑱※2⑲※5	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																																	

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>第1.7.19図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(3/4) (原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)</p>	東海第二	備考 東二は比較表ページ 103 に記載。

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																										
<table border="1" data-bbox="142 531 991 1446"> <thead> <tr> <th data-bbox="142 531 181 1446">操作手順</th> <th data-bbox="181 531 991 1446">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="142 1283 181 1446">④</td> <td data-bbox="181 1283 991 1446">タービン建屋負荷遮断弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1255 181 1283">⑤※1</td> <td data-bbox="181 1255 991 1283">復水補給水系復水貯蔵槽出口弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1228 181 1255">⑤※2</td> <td data-bbox="181 1228 991 1255">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1201 181 1228">⑤※3</td> <td data-bbox="181 1201 991 1228">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1173 181 1201">⑤※4</td> <td data-bbox="181 1173 991 1201">復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1146 181 1173">⑤※5</td> <td data-bbox="181 1146 991 1173">復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1119 181 1146">⑤※6</td> <td data-bbox="181 1119 991 1146">復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1092 181 1119">⑤※7</td> <td data-bbox="181 1092 991 1119">復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1064 181 1092">⑤※8</td> <td data-bbox="181 1064 991 1092">復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1037 181 1064">⑤※9</td> <td data-bbox="181 1037 991 1064">復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 1010 181 1037">⑥※1</td> <td data-bbox="181 1010 991 1037">サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 982 181 1010">⑥※2</td> <td data-bbox="181 982 991 1010">残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 955 181 982">⑥※3</td> <td data-bbox="181 955 991 982">残留熱除去系熱交換器出口弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 928 181 955">⑥※4</td> <td data-bbox="181 928 991 955">残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 900 181 928">⑩</td> <td data-bbox="181 900 991 928">高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 873 181 900">⑪※1</td> <td data-bbox="181 873 991 900">残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 846 181 873">⑪※2</td> <td data-bbox="181 846 991 873">残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 819 181 846">⑫^b</td> <td data-bbox="181 819 991 846">下部ドライウエル注水ライン隔離弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 791 181 819">⑬^b※2</td> <td data-bbox="181 791 991 819">下部ドライウエル注水流量調節弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="142 764 181 791">⑨⑬^b※1⑬^b</td> <td data-bbox="181 764 991 791">残留熱除去系洗浄水弁(B)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1080 388 1187 1627">第 1.7.19 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図（4/4） （原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）</p>	操作手順	弁名称	④	タービン建屋負荷遮断弁	⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	⑥※1	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	⑥※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	⑥※3	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	⑥※4	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)	⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁	⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	⑫ ^b	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	⑬ ^b ※2	下部ドライウエル注水流量調節弁	⑨⑬ ^b ※1⑬ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(B)		<p data-bbox="2502 451 2902 535">東二は比較表ページ 103 に記載。</p>
操作手順	弁名称																																											
④	タービン建屋負荷遮断弁																																											
⑤※1	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁																																											
⑤※2	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁																																											
⑤※3	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁																																											
⑤※4	復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁																																											
⑤※5	復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁																																											
⑤※6	復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁																																											
⑤※7	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁																																											
⑤※8	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁																																											
⑤※9	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁																																											
⑥※1	サブレーションプール水浄化系復水貯蔵槽側吸込弁																																											
⑥※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)																																											
⑥※3	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)																																											
⑥※4	残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)																																											
⑩	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口元弁																																											
⑪※1	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁																																											
⑪※2	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁																																											
⑫ ^b	下部ドライウエル注水ライン隔離弁																																											
⑬ ^b ※2	下部ドライウエル注水流量調節弁																																											
⑨⑬ ^b ※1⑬ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(B)																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
手順の項目 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	要員(名) 中央制御室運転員A、B 2	<p>経過時間(分)</p> <p>0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100</p> <p>65分 復水移送ポンプ停止</p> <p>代替循環冷却系運転開始 90分</p> <p>運転員交代準備中、系統確認(1)</p> <p>ポンプ停止、系統確認(2)</p> <p>ポンプ差動、圧水供給</p> <p>換気、系統確認(1)</p> <p>系統確認(2)</p> <p>換気、系統確認(1)</p> <p>系統確認(2)</p> <p>系統確認(1)</p> <p>系統確認(2)</p>	東二は比較表ページ 107 に記載。
	現場運転員C、D 2		
	取揃運転員E、F 2		
	備考		

第 1.7.20 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート

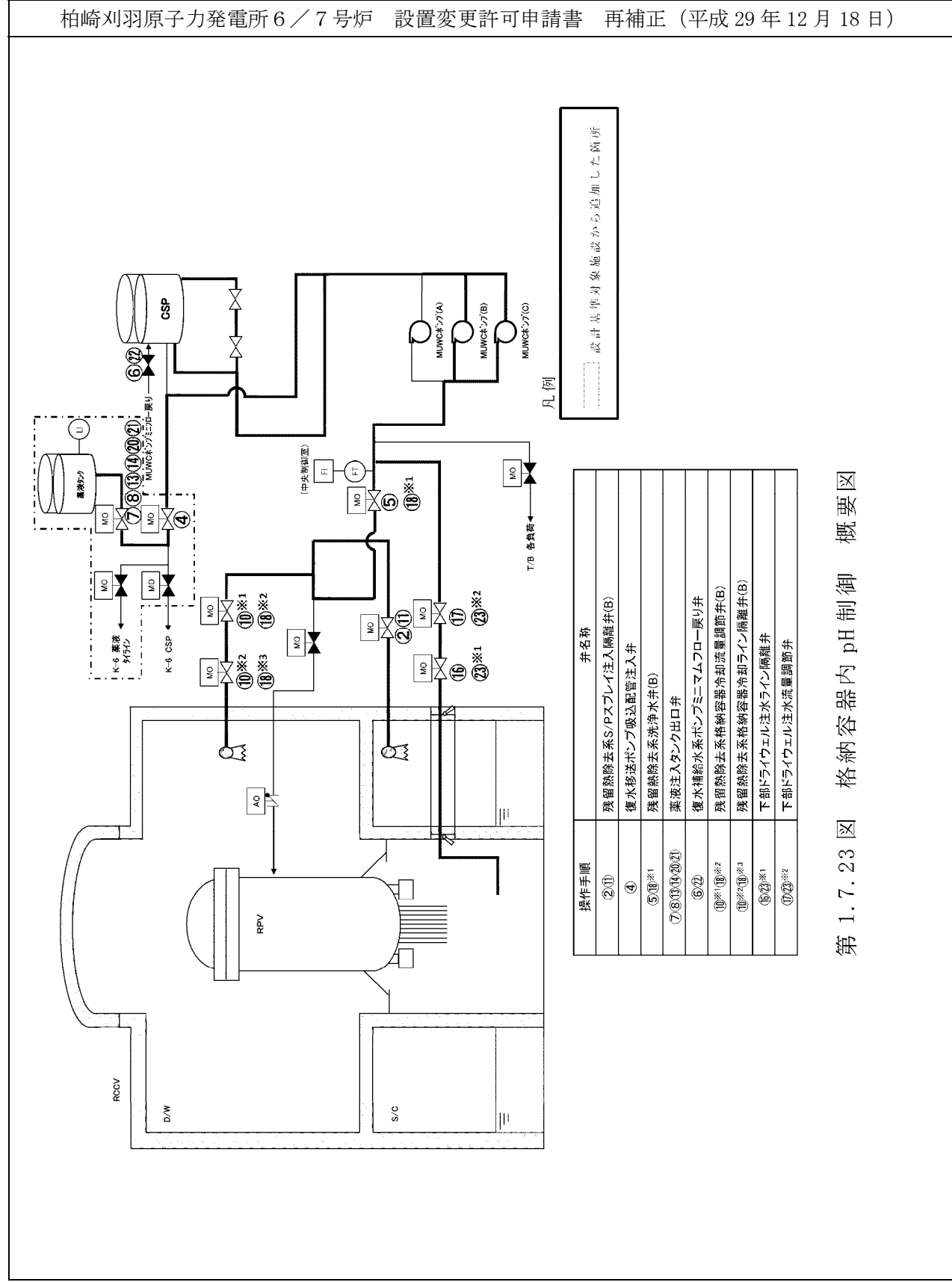
【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																								
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>凡例</p> <p>..... 設計基準対象施設から追加した箇所</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤※1</td> <td>常用冷却水供給側分置弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑤※2</td> <td>常用冷却水戻り側分置弁(B)</td> </tr> <tr> <td>⑤※3</td> <td>残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑤※4</td> <td>非常用予備セル発電機(B)冷却水出口弁(E)</td> </tr> <tr> <td>⑤※5</td> <td>非常用予備セル発電機(B)冷却水出口弁(E)</td> </tr> <tr> <td>⑥※1</td> <td>換気空調用非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※2</td> <td>換気空調用非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※3</td> <td>原子炉格納冷却水系ポンプ(B)吸込弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※4</td> <td>原子炉格納冷却水系ポンプ(E)吸込弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※5</td> <td>原子炉格納冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※6</td> <td>原子炉格納冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 50%; text-align: right;"> <p>第 1.7.21 図 代替循環冷却系における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図</p> </div> </div>	操作手順	弁名称	⑤※1	常用冷却水供給側分置弁(B)	⑤※2	常用冷却水戻り側分置弁(B)	⑤※3	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	⑤※4	非常用予備セル発電機(B)冷却水出口弁(E)	⑤※5	非常用予備セル発電機(B)冷却水出口弁(E)	⑥※1	換気空調用非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	⑥※2	換気空調用非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	⑥※3	原子炉格納冷却水系ポンプ(B)吸込弁	⑥※4	原子炉格納冷却水系ポンプ(E)吸込弁	⑥※5	原子炉格納冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	⑥※6	原子炉格納冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	<p>東二の代替循環冷却系への残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p>	<p>備考</p>
操作手順	弁名称																									
⑤※1	常用冷却水供給側分置弁(B)																									
⑤※2	常用冷却水戻り側分置弁(B)																									
⑤※3	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁																									
⑤※4	非常用予備セル発電機(B)冷却水出口弁(E)																									
⑤※5	非常用予備セル発電機(B)冷却水出口弁(E)																									
⑥※1	換気空調用非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁																									
⑥※2	換気空調用非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁																									
⑥※3	原子炉格納冷却水系ポンプ(B)吸込弁																									
⑥※4	原子炉格納冷却水系ポンプ(E)吸込弁																									
⑥※5	原子炉格納冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁																									
⑥※6	原子炉格納冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁																									

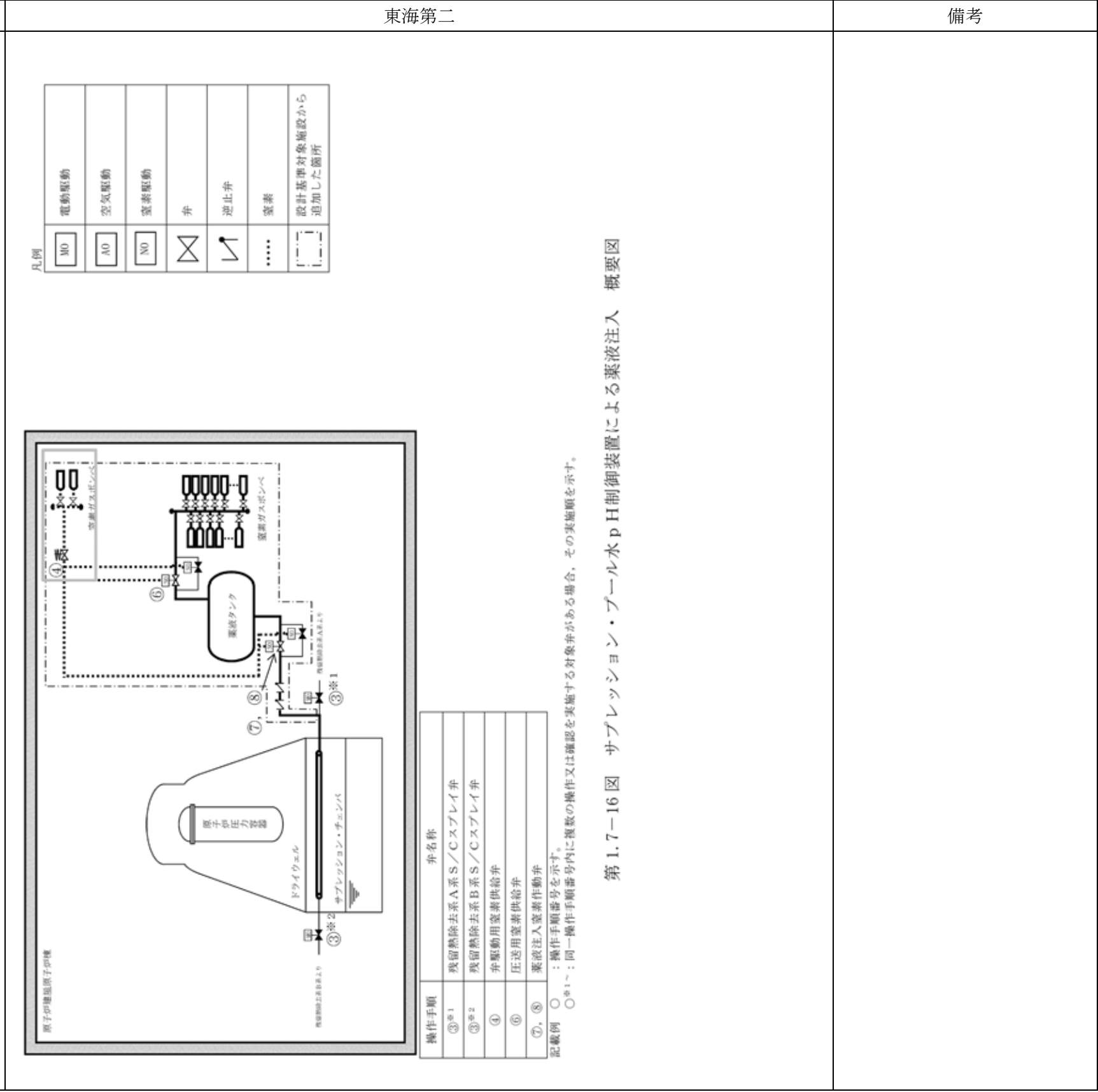
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
手順の項目 代替循環冷却系使用時に ける代替原子炉補機冷却系による 補機冷却水確保	要員(数)		
	中央制御室運転員A、B	2	
	現場運転員C、D	2	
	緊急時対応要員	13 ^(※)	
経過時間(時) 代替循環冷却系使用時にける代替原子炉補機冷却系による補機冷却水供給 540分 遠隔操作設備準備、系統構築 移動、電源確保(15分) 系統構築(100分) 代替原子炉補機冷却系(格納容器用)、緊急電源ユニット移動 主配管(可搬型)等の確認 補機冷却水の供給、流量調整			
※1 炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対応要員を2班体制とし、交替して対応する。			
第1.7.22 図 代替循環冷却系使用時にける代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート			東二の代替循環冷却系への残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。



第 1.7.23 図 格納容器内 pH 制御 概要図



【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		経過時間(分)													備考
手順の項目	要員(数)	1P	2P	3P	4P	5P	6P	7P	8P	9P	10P	11P	12P	13P	備考
格納容器内pH制御	要員(数)	S/Pへの薬液注入開始 30分 (薬液注入完了 35分) ▽ D/Wへの薬液注入開始 65分※3 (薬液注入完了 70分) ▽ 原子炉格納容器下部への薬液注入開始 100分※3 (薬液注入完了 105分) ▽													
	中央制御室運転転員A、B	系統構築(S/P→W2フレイムへの目的) D/Wスプレイ ※1 原子炉格納容器下部注水 ※2 原子炉格納容器下部への薬液注入 開始 S/Pへの薬液注入 停止 D/Wへの薬液注入 停止 原子炉格納容器下部への薬液注入 停止													
	現場運転転員C、D	現場構築 S/Pへの薬液注入 開始 D/Wへの薬液注入 停止 原子炉格納容器下部への薬液注入 停止													

※1 薬液注入完了後は、配管フラッシングのため、スプレイを20分間実施する。
 ※2 薬液注入完了後は、格納容器下部水位が+2m (総注水量180m³) となるまで注水を継続する。
 ※3 薬液注入箇所を選択し実施する場合それぞれ30分で可能。

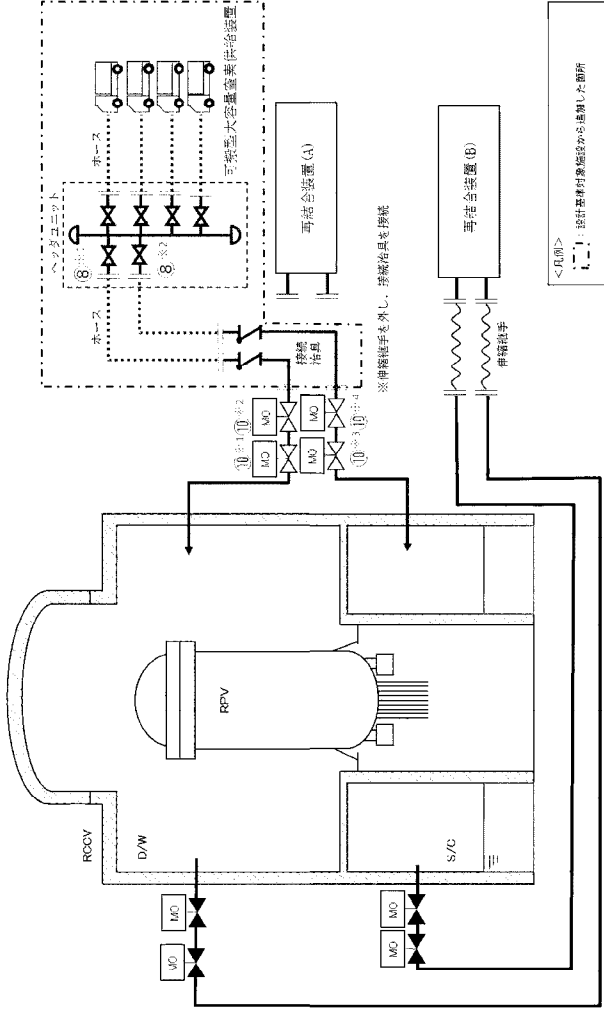
第 1.7.24 図 格納容器内 pH 制御 タイムチャート

東海第二		経過時間(分)													備考
手順の項目	実施箇所・必要要員数	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	備考	
サブレーション・プール水 pH 制御装置による薬液注入	運転転員等 (当直運転転員) (中央制御室) 1	サブレーション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 15分 系統構成、薬液注入開始操作													

第 1.7-17 図 サブレーション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 タイムチャート

備考
相違理由⑮

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

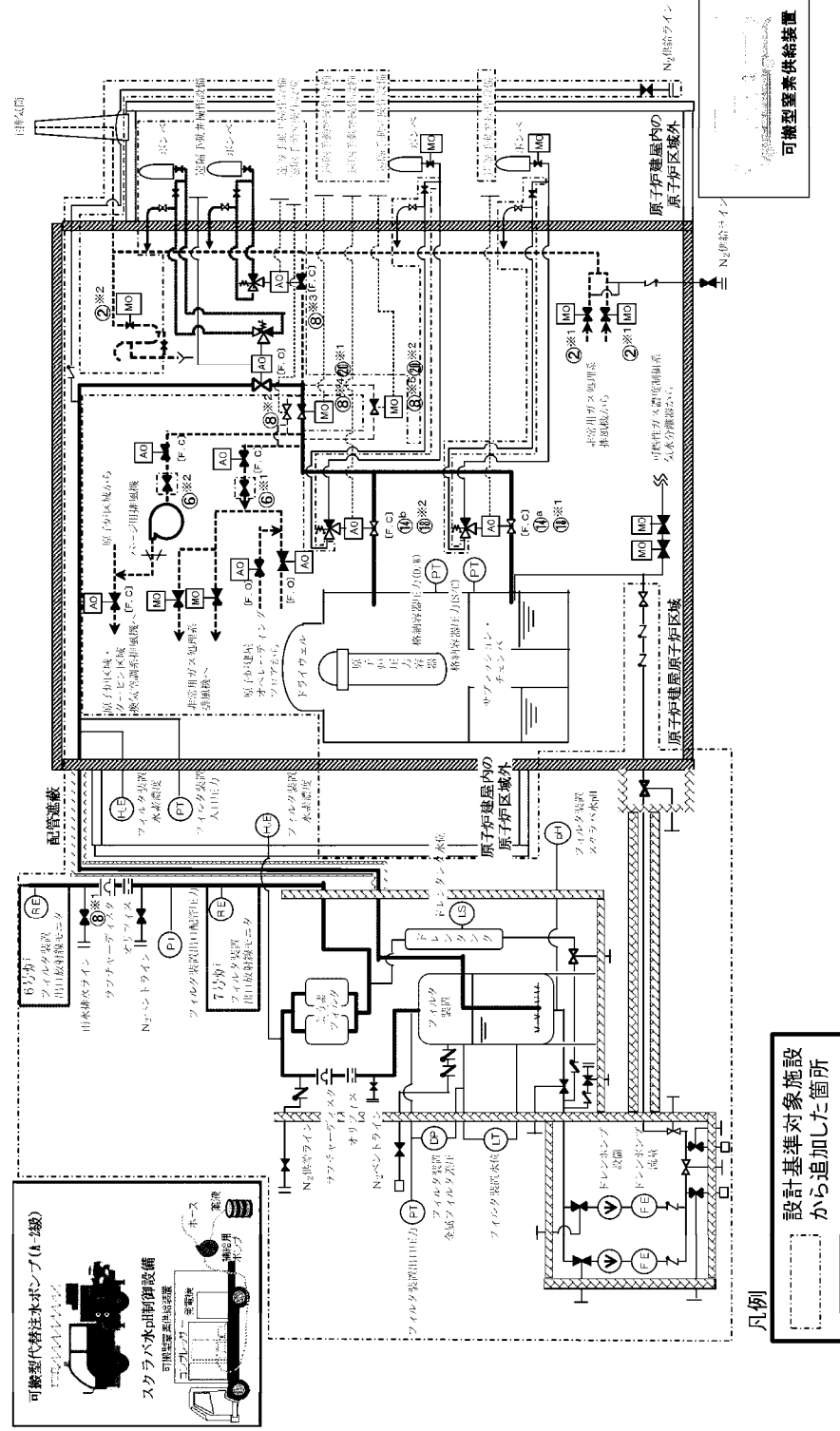
<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>														
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;">  </div> <div style="width: 50%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑧※1</td> <td>窒素ガス供給ユニットD/W側止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※2</td> <td>窒素ガス供給ユニットS/C側止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※1</td> <td>可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※2</td> <td>可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※3</td> <td>可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩※4</td> <td>可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 10px;"> ※詳細図を参照し、調整弁を指す <凡例> ⑧：設計書付添図から指摘した箇所 ⑩：設計書付添図から指摘した箇所 </p> </div> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第 1.7.25 図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図</p>	操作手順	弁名称	⑧※1	窒素ガス供給ユニットD/W側止め弁	⑧※2	窒素ガス供給ユニットS/C側止め弁	⑩※1	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁	⑩※2	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁	⑩※3	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁	⑩※4	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁	<p>東二は比較表ページ 117 に記載。</p>	<p>東二は比較表ページ 117 に記載。</p>
操作手順	弁名称															
⑧※1	窒素ガス供給ユニットD/W側止め弁															
⑧※2	窒素ガス供給ユニットS/C側止め弁															
⑩※1	可燃性ガス濃度制御系入口第一隔離弁															
⑩※2	可燃性ガス濃度制御系入口第二隔離弁															
⑩※3	可燃性ガス濃度制御系出口第一隔離弁															
⑩※4	可燃性ガス濃度制御系出口第二隔離弁															

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考																																																																															
<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(名)</th> <th colspan="10">経過時間(時)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th> </tr> <tr> <td rowspan="4">可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始</td> <td>中央制御室運転員</td> <td>2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>現場運転員</td> <td>2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員 (中央制御室台保 格納容器室素供給 設備設置用の場 合)</td> <td>16</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</td> <td></td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </table>	手順の項目	要員(名)	経過時間(時)										備考	1	2	3	4	5	6	7	8	9	可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始	中央制御室運転員	2													現場運転員	2													緊急時対策要員 (中央制御室台保 格納容器室素供給 設備設置用の場 合)	16													可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給														<p>可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始（80分）</p> <p>通信確認設備準備、弁状態及び監視計器指示の確認</p> <p>移動、通信確認設備準備</p> <p>5年以内原子炉建屋内緊急時対策用二重扉台移動時</p> <p>可搬型格納容器室素供給設備4台の健全性確認及び資格付掌機</p> <p>可搬型格納容器室素供給設備4台の移動・配置</p> <p>可搬型格納容器室素供給設備（メカトロニクス配列、監視器具フレンジ接続）</p> <p>可搬型格納容器室素供給設備（メカトロニクス配列、監視器具フレンジ接続）</p> <p>可搬型格納容器室素供給設備（メカトロニクス配列、監視器具フレンジ接続）</p> <p>可搬型格納容器室素供給設備（メカトロニクス配列、監視器具フレンジ接続）</p>	東海第二	備考
手順の項目			要員(名)	経過時間(時)										備考																																																																				
	1	2		3	4	5	6	7	8	9																																																																								
可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始	中央制御室運転員	2																																																																																
	現場運転員	2																																																																																
	緊急時対策要員 (中央制御室台保 格納容器室素供給 設備設置用の場 合)	16																																																																																
	可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給																																																																																	
<p>※1 大津剛高台保管場所への移動は、20分と想定する</p> <p>第 1.7.26 図 可搬型格納容器室素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート</p>			東二は比較表ページ 118 に記載。																																																																															

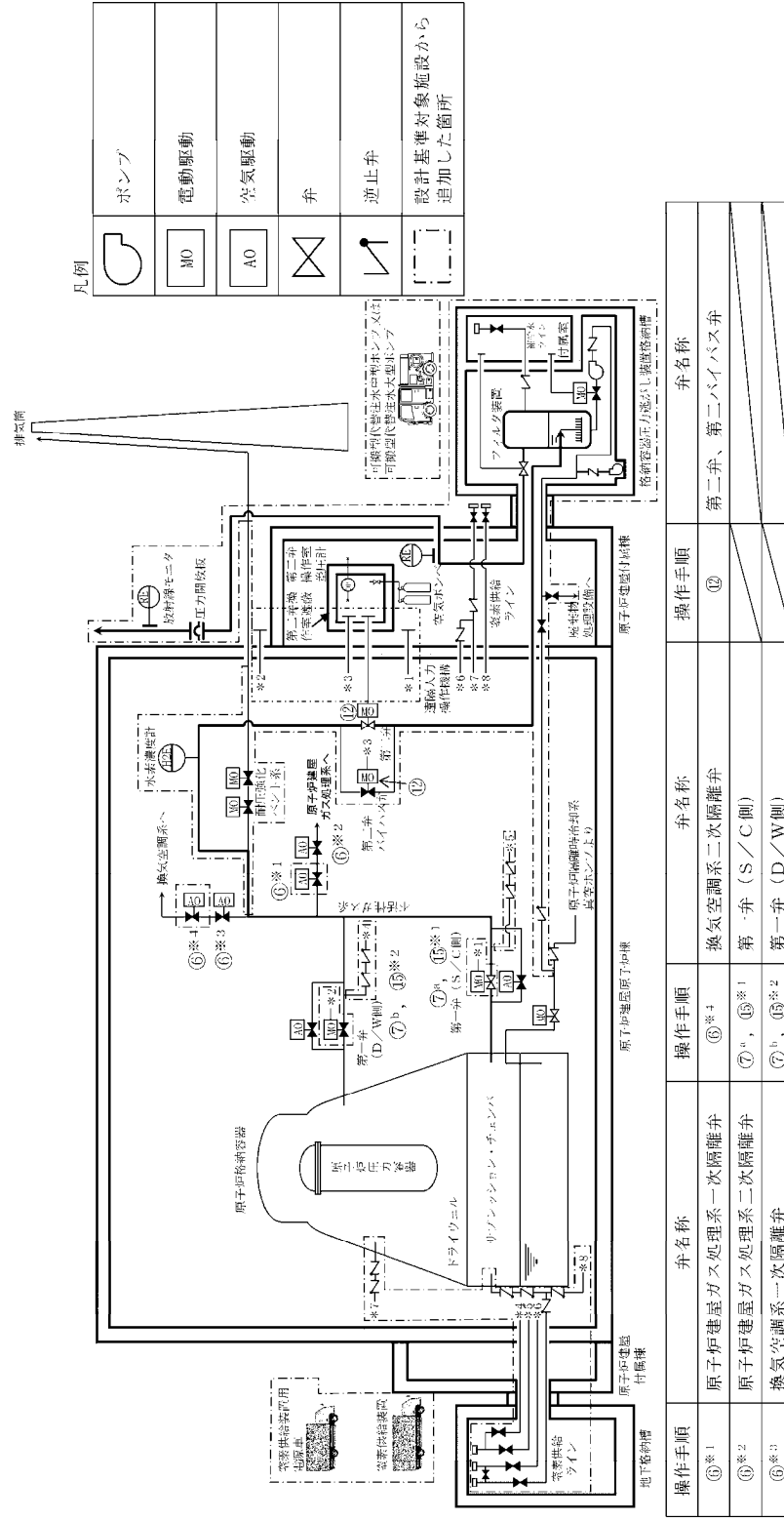
【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



第 1.7.27 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（1/2）

東海第二



第 1.7-18 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図

備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																								
<table border="1" data-bbox="163 583 742 1579"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>②※1</td> <td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>②※2</td> <td>非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※1</td> <td>非常用ガス処理系第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑥※2</td> <td>換気空調系第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※1</td> <td>フィルタベント大気放出ラインドレン弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※2</td> <td>水素バイパスライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※3</td> <td>耐圧強化ベント弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※4⑩※1</td> <td>二次隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑧※5⑩※2</td> <td>二次隔離弁バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑭^a⑰※1</td> <td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)</td> </tr> <tr> <td>⑭^b⑰※2</td> <td>一次隔離弁(ドライウエル側)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="831 373 875 1816">第1.7.27図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図（2/2）</p>	操作手順	弁名称	②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁	②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁	⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁	⑥※2	換気空調系第二隔離弁	⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁	⑧※2	水素バイパスライン止め弁	⑧※3	耐圧強化ベント弁	⑧※4⑩※1	二次隔離弁	⑧※5⑩※2	二次隔離弁バイパス弁	⑭ ^a ⑰※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)	⑭ ^b ⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)		<p data-bbox="2507 409 2893 483">東二は比較表ページ 153 に記載。</p>
操作手順	弁名称																									
②※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁																									
②※2	非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁																									
⑥※1	非常用ガス処理系第二隔離弁																									
⑥※2	換気空調系第二隔離弁																									
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁																									
⑧※2	水素バイパスライン止め弁																									
⑧※3	耐圧強化ベント弁																									
⑧※4⑩※1	二次隔離弁																									
⑧※5⑩※2	二次隔離弁バイパス弁																									
⑭ ^a ⑰※1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ側)																									
⑭ ^b ⑰※2	一次隔離弁(ドライウエル側)																									

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考	
手順の項目 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (W/Wベントの場合)	要員(数)	経過時間(分)			備考
	中央制御室運転員A, B	2	0	35分系統構成完了	
	現場運転員C, D	2	35	減圧及び除熱開始 75分	
	現場運転員E, F	2	35	格納容器ベント準備完了	
手順の項目 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (D/Wベントの場合)	要員(数)	経過時間(分)			備考
	中央制御室運転員A, B	2	0	35分系統構成完了	
	現場運転員C, D	2	35	減圧及び除熱開始 75分	
	現場運転員E, F	2	35	格納容器ベント準備完了	

第 1.7.28 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） タイムチャート
 (W/Wベントの場合)

第 1.7.29 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） タイムチャート
 (D/Wベントの場合)

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考	
手順の項目 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (格納容器ベント準備完了)	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)			備考
	運転員等 (当直運転員) (現職)	3	0	格納容器ベント準備完了 125分	
	電大事故等 対応要員	3	125	格納容器ベント開始	
			125	格納容器ベント準備完了	
手順の項目 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (格納容器ベント準備完了)	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)			備考
	運転員等 (当直運転員) (現職)	3	0	格納容器ベント準備完了 140分	
	電大事故等 対応要員	3	140	格納容器ベント開始	
			140	格納容器ベント準備完了	

格納容器ベント

第 1.7-19 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） タイムチャート (1/2)

相違理由⑮

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																																																																																																
	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th><th>50</th><th>55</th><th>60</th><th>65</th><th>70</th><th>75</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="15">サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達</td> <td></td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化</td> <td>重大事故等対応要員 3</td> <td colspan="15"> <div style="text-align: center;"> </div> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="15">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th><th>13</th><th>14</th><th>15</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="15">サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達</td> <td></td> </tr> <tr> <td>第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化</td> <td>重大事故等対応要員 3</td> <td colspan="15"> <div style="text-align: center;"> </div> </td> <td>※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）を24本のうち19本を使用することにより、第二弁操作室を5時間正圧化可能である。</p> <p style="text-align: center;">第二弁操作室の正圧化</p> <p style="text-align: center;">第1.7-19 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） タイムチャート（2/2）</p> </div>			経過時間(分)															備考			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75		手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達																第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等対応要員 3	<div style="text-align: center;"> </div>																		経過時間(分)															備考			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達																第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等対応要員 3	<div style="text-align: center;"> </div>															※1	<p>相違理由⑨ 相違理由⑮</p>
		経過時間(分)															備考																																																																																																																																	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75																																																																																																																																		
手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達																																																																																																																																																
第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等対応要員 3	<div style="text-align: center;"> </div>																																																																																																																																																
		経過時間(分)															備考																																																																																																																																	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15																																																																																																																																		
手順の項目	実施箇所・必要員数	サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達																																																																																																																																																
第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等対応要員 3	<div style="text-align: center;"> </div>															※1																																																																																																																																	

【対象項目：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>第 1.7.30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p>	<p>(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択</p> <p>第1.7-20図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.8.1 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 a. <u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</p> <p>(a) <u>格納容器下部注水</u> (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1.8.2 重大事故等時の手順 1.8.2.1 <u>原子炉格納容器下部</u>に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) <u>格納容器下部注水</u> a. 格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水 b. 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水（淡水/海水）</p> <p>c. 消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水</p>	<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.8.1 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 a. <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</p> <p>(a) <u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 溶融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p> <p>1.8.2 重大事故等時の手順 1.8.2.1 <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) <u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> a. 格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> b. 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u>（淡水/海水）</p> <p>c. 消火系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> d. <u>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u></p>	<p>東二では原子炉格納容器の下部を「ペDESTAL（ドライウエル部）」と定義付けている。以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は補給水系（自主対策設備）を注水手段として整備する。以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>c. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>f. <u>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</u></p>	<p>1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>c. <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>d. <u>消火系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>e. <u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>f. <u>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p>g. <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>東二は残留熱除去系の有する格納容器除熱機能を代替する内部水源設備として、代替循環冷却系を新設する。代替循環冷却系は原子炉が低圧時に注水が可能ない設備であるため、低圧注水手段として対応手順を整備する。柏崎の低圧代替注水系（常設）と代替循環冷却系は、同じ復水移送ポンプを使用しており、代替循環冷却系は原子炉格納容器内の減圧及び除熱として整理している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は原子炉圧力容器破損後は制御棒駆動系に期待しない。このため東二は制御棒駆動系からの注水手順を整備しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>g. <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u></p> <p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>全交流電源喪失を想定しており、常設代替交流電源設備からHPCS高圧母線の受電は、考慮しない。このため東二は高圧炉心スプレイ系に期待できないことから緊急注水手順を整備しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCC I」という。）を抑制すること及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備している。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCC I」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。</p>	<p>東二は通常運転時からペDESTALに水を確保している。また、炉心損傷を判断した場合はペDESTALへの水位確保操作を行い、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合はペDESTALへの注水操作を行う。</p> <p>柏崎は炉心の冷却が未達成の場合は原子炉格納容器下部への初期水張りを行う。また、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合は原子炉格納容器下部への注水操作を行う。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>相違理由① 東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備している。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>1.8.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。</p> <p>また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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五十一条及び技術基準規則第六十六条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>また、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p> <p>1.8.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。</p> <p>また、熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。</p> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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五十一条及び技術基準規則第六十六条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>相違理由① 東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p> <p>相違理由① 相違理由①</p> <p>相違理由① 相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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1.8.1表に整理する。</p> <p>a. <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u></p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、<u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は<u>原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。</u></p>	<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。</p> <p>審査基準及び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、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1.8-1表に整理する。</p> <p>a. <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u></p> <p><u>ペDESTAL（ドライウエル部）には、通常運転時から水を確保^{*2}するとともに炉心が損傷した場合に、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位が確実に確保されていることを確認するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下する溶融炉心の冷却を向上させ、MCCIの抑制を図る。</u></p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は<u>ペDESTAL（ドライウエル部）に注水することで、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制を図る。</u></p>	<p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①⑥</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>さらに、<u>原子炉格納容器下部への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心がドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへ流入することを防止し、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制する。</u></p>	<p>さらに、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水に併せてコリウムシールドの設置、格納容器ドレンサンプの形状変更及びペDESTAL（ドライウエル部）の床面を平坦化することで、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用による浸食及びコンクリートへの熱影響を抑制する。また、コリウムシールド内は格納容器床ドレンサンプとして用いるために、ペDESTAL（ドライウエル部）内に設ける排水の流入口をスワソネツク構造とする。</u></p> <p><u>なお、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えるとともに、MCC Iの抑制効果に期待できる深さを考慮してペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持する。</u></p> <p><u>※2：原子炉起動前において、消火系、補給水系又は純水系を使用して事前水張りを行い、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を約1mとする。通常運転時は、原子炉格納容器内のドライウエル内ガス冷却装置から発生する凝縮水と原子炉格納容器内で発生する結露水が床ドレン水としてペDESTAL（ドライウエル部）へ流入し、流入した床ドレン水は1mに立ち上げたスワソネツクから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水される。原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水される流量を監視することで、原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を確認することができる。</u></p>	<p>東二と柏崎の原子炉格納容器の形状の違いにより、MCC I及びFC Iによる原子炉格納容器の破損を防止するための詳細設計及び運用が異なることから、それぞれ記載方法が異なっている。</p> <p>東二はペDESTAL（ドライウエル部）水位の通常運転時における管理方法を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a)格納容器下部注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した熔融炉心を冷却するため、<u>原子炉格納容器下部</u>へ注水する手段がある。</p> <p>i. 格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水 格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 	<p>(a) <u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段がある。</u></p> <p>i.) 格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> 格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>格納容器下部注水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉格納容器床ドレン系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 	<p>相違理由① 相違理由① 相違理由①</p> <p>見出し記号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。 相違理由① 東二は低圧代替注水系を新設し、常設設備として代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用するが、柏崎は既設の復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系を使用する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。 柏崎は高圧炉心注水系配管を経由する。</p> <p>東二は原子炉格納容ドレン系配管・弁をペDESTALの構造物と位置付けている。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>第二代替交流電源設備</u> ・ <u>可搬型代替交流電源設備</u> ・ <u>代替所内電気設備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料給油設備</u> 	<p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保しているため、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>東二の低圧代替注水系（常設）は常設代替交流電源設備で給電するが、柏崎は常設代替交流電源設備の他、可搬型代替交流電源設備、非常用電源設備、代替所内電気設備で給電する。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑪と示す。</p> <p>柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> ・ <u>防火水槽</u> ・ <u>淡水貯水池</u> ・ <u>ホース・接続口</u> 	<p>ii) 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ ・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ ・ <u>西側淡水貯水設備</u> ・ <u>代替淡水貯槽</u> ・ <u>ホース</u> 	<p>相違理由①⑧ 相違理由①</p> <p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>東二は可搬型設備による注水等に使用する水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽（代替淡水源：重大事故等対処設備）を新設。柏崎は可搬型設備による注水等に使用する水源として防火水槽及び淡水貯水池（代替淡水源：自主対策設備）を新設し、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）と位置付ける。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>東二は第51条の設備の整理で接続口を低圧代替注水系配管に含めることとしている。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑯と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・<u>復水補給水系配管</u>・弁</p> <p>・原子炉格納容器</p> <p>・コリウムシールド</p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・<u>代替所内電気設備</u></p> <p>・燃料補給設備</p> <p><u>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、格納容器下部注水系（可搬型）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水は、<u>防火水槽</u>又は<u>淡水貯水池</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>・<u>低圧代替注水系配管</u>・弁</p> <p>・<u>格納容器下部注水系配管</u>・弁</p> <p>・<u>原子炉格納容器床ドレン系配管</u>・弁</p> <p>・<u>原子炉格納容器機器ドレン系配管</u>・弁</p> <p>・原子炉格納容器</p> <p>・コリウムシールド</p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・可搬型代替交流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p> <p><u>なお、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p>	<p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑬</p> <p>柏崎はあらかじめ敷設したホースを使用することを記載しているが、東二はホースをあらかじめ敷設する前提ではないため記載していない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑰と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 消火系による原子炉格納容器下部への注水 消火系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク <ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>iii) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク <ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・格納容器下部注水系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 ・原子炉格納容器 ・コリウムシールド ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・燃料給油設備 	<p>相違理由①⑧ 相違理由①</p> <p>相違理由⑭ 東二はろ過水貯蔵タンクを代替する淡水タンクとして、多目的タンクを設置している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩ 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑫ 相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>iv) <u>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u> <u>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>補給水系配管・弁</u> ・<u>消火系配管・弁</u> ・<u>格納容器下部注水系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器床ドレン系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・<u>コリウムシールド</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由①②⑧ 相違理由①②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	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><u>格納容器下部注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、復水補給水系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</u></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>以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁 <p><u>耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</u></p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、格納容器下部注水系配管・弁、原子炉格納容器床ドレン系配管・弁、原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></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>以上の重大事故等対処設備によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び消火系配管・弁 <p><u>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁 <p><u>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、ペDESTAL（ドライウエル部）へ冷却する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由①⑨</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑫⑭⑯</p> <p>相違理由⑮⑰</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑲⑳</p> <p>東二では常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの設計仕様が同等の機能（容量）を有するとは言えないため、柏崎と同様な記載は困難である。（例：低圧代替注水系（常設）柏崎 125m³/h/台、東二 200 m³/h/台）</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑲と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・ <u>第二代替交流電源設備</u> <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>b. 溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。</p>	<p>b. 溶融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉圧力容器への注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>i. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> 	<p>i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系C系配管・弁</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>東二の低圧代替注水は対応手段毎に使用する注水配管が決まっているが、柏崎は全ての対応手段に対し、残留熱除去系（低圧注水モード）及び高圧炉心注水系の注水配管を使用する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> ・ホース・<u>接続口</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u> ・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>代替所内電気設備</u> ・<u>燃料補給設備</u> <p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p>	<p>ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ ・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ ・<u>西側淡水貯水設備</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・ホース ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系C系配管・弁</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</u> ・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 ・<u>燃料給油設備</u> <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 消火系による原子炉圧力容器への注水 消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク ・消火系配管・弁 ・復水補給水系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・代替所内電気設備 ・燃料補給設備 	<p>iii) <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u> 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替循環冷却系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・代替循環冷却系配管・弁 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>iv) 消火系による原子炉圧力容器への注水 消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由㉓</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iv. 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。 ・高圧代替注水系ポンプ</p> <p>・<u>復水貯蔵槽</u></p>	<p>v) <u>補給水系による原子炉压力容器への注水</u> <u>補給水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</u> ・<u>復水移送ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵タンク</u> ・<u>補給水系配管・弁</u> ・<u>消火系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系B系配管・弁</u> ・<u>原子炉压力容器</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u></p> <p>vi) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水^{※3}で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>常設高圧代替注水系ポンプ</u></p> <p>・<u>サプレッション・チェンバ</u></p>	<p>相違理由②⑧</p> <p>相違理由⑧ 東二は注水ラインを原子炉隔離時冷却系のヘッドスプレインゾルを使用していることを注記している。柏崎は給水系のスパージャを使用している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>相違理由④ 高圧代替注水系の水源として柏崎は復水貯蔵槽を用い給水系配管から注水する。 東二は高圧炉心スプレイ系入口ラインをサクションとしたサプレッション・チェンバを用い原子炉隔離時冷却系配管から注水する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压代替注水系（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 ・ 高压代替注水系（注水系）配管・弁 ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ 高压炉心注水系配管・弁 ・ <u>残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>給水系配管・弁・スパージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子压力容器 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型直流電源設備 <p><u>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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 ・ <u>第二代替交流電源設備</u> ・ 可搬型代替交流電源設備 <p><u>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。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压代替注水系（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 ・ 高压代替注水系（注水系）配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高压炉心<u>スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子压力容器 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> <p><u>※3：高压代替注水系による発電用原子炉の冷却は、ヘッドスプレイノズルによる原子炉注水である。</u></p>	<p>相違理由⑨ 相違理由⑩ 柏崎は6号炉と7号炉で注水系接続先に違いがあるため記載</p> <p>高压代替注水系の水源として柏崎は復水貯蔵槽を用い給水系配管から注水する。 東二は高压炉心スプレイ系入口ラインをサクションとしたサブレッション・チェンバを用い原子炉隔離時冷却系配管から注水する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑪ 相違理由⑫ 相違理由⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>v. <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</u> ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用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 ・ほう酸水注入系配管・弁 ・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 <p>vi. <u>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</u> <u>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>制御棒駆動水ポンプ</u> ・<u>復水貯蔵槽</u> ・<u>制御棒駆動系配管・弁</u> ・<u>復水補給水系配管・弁</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉補機冷却系</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> 	<p>vii) <u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</u> ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用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 ・ほう酸水注入系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑭ 相違理由⑭</p> <p>柏崎は高圧炉心注水配管からほう酸水を注入する。東二は、ほう酸水注入系配管を使用する。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>vii. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</p> <p><u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水で使用する設備は以下のとおり。</u></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 ・原子炉圧力容器 ・常設代替交流電源設備 ・第二代替交流電源設備 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>復水移送ポンプ，復水貯蔵槽，復水補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・スパージャ，給水系配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系配管・弁，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代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口，<u>復水補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・スパージャ，給水系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。<u>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</u></p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯蔵槽，低圧代替注水系配管・弁，残留熱除去系C系配管・弁，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、可搬型代替注水<u>中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯蔵槽，ホース，低圧代替注水系配管・弁，残留熱除去系C系配管・弁，低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち，代替循環冷却系ポンプ，サブプレッション・チェンバ，残留熱除去系熱交換器，代替循環冷却系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，原子炉圧力容器，残留熱除去系海水系ポンプ，残留熱除去系海水系ストレーナ，緊急用海水ポンプ，緊急用海水系ストレーナ，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑨ 相違理由⑩ 相違理由⑫⑬</p> <p>相違理由⑭⑮⑯ 相違理由⑰ 相違理由⑱ 相違理由⑲</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>高压代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち、<u>高压代替注水系ポンプ</u>、<u>復水貯蔵槽</u>、<u>高压代替注水系（蒸気系）配管・弁</u>、<u>主蒸気系配管・弁</u>、<u>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</u>、<u>高压代替注水系（注水系）配管・弁</u>、<u>復水補給水系配管</u>、<u>高压炉心注水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁（7号炉のみ）</u>、<u>給水系配管・弁・スパージャ</u>、<u>原子炉压力容器</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型直流電源設備</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>及び<u>可搬型代替交流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、<u>ほう酸水注入系ポンプ</u>、<u>ほう酸水注入系貯蔵タンク</u>、<u>ほう酸水注入系配管・弁</u>、<u>高压炉心注水系配管・弁・スパージャ</u>、<u>原子炉压力容器</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>及び<u>可搬型代替交流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により熔融炉心の<u>原子炉格納容器下部</u>への落下を遅延又は防止し、原子炉压力容器内に残存した熔融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>高压代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち、<u>常設高压代替注水系ポンプ</u>、<u>サブプレッション・チェンバ</u>、<u>高压代替注水系（蒸気系）配管・弁</u>、<u>主蒸気系配管・弁</u>、<u>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</u>、<u>高压代替注水系（注水系）配管・弁</u>、<u>高压炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</u>、<u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</u>、<u>原子炉压力容器</u>、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型代替直流電源設備</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、<u>ほう酸水注入ポンプ</u>、<u>ほう酸水貯蔵タンク</u>、<u>ほう酸水注入系配管・弁</u>、<u>原子炉压力容器</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、<u>熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>への落下を遅延又は防止し、原子炉压力容器内に残存した熔融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p><u>・可搬型代替注水大型ポンプ、ホース</u> <u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替循環冷却系が使用可能となれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由⑭ 相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳ 相違理由⑭ 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑭⑳⑪ 相違理由⑬</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑰</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁 耐震性は確保されていないが，<u>復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</u></p> <p>・<u>制御棒駆動系</u> 発電用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，<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した熔融炉心を冷却し，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>高圧炉心注水系</u> <u>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，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</u></p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u> <u>耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p>	<p>・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，<u>多目的タンク及び消火系配管・弁</u> 耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉圧力容器への注水手段として有効である。</p> <p>・<u>復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁</u> <u>耐震性は確保されていないが，使用可能であれば，原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由⑭⑱</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑩</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u>」及び「b. <u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順及び設備</u>」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<u>事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）</u>、AM 設備別操作手順書及び<u>多様なハザード対応手順</u>に定める（第1.8.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.8.2表、第1.8.3表）。</p>	<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u>」及び「b. <u>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備</u>」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、<u>運転員等※4</u>及び<u>重大事故等対応要員</u>の対応として「<u>非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）</u>」、「<u>AM設備別操作手順書</u>」及び「<u>重大事故等対策要領</u>」に定める（第1.8-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.8-2表、第1.8-3表）。</p> <p>※4 <u>運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由①</p> <p>東二は「技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対策要員のうち運転操作対応要員が重大事故等の対応に当たることとしている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>運転員等の定義を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順</p> <p>(1) 格納容器下部注水</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</p>	<p>1.8.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順</p> <p>(1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。その際は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）に崩壊熱相当量を注水し、水位を維持する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は原子炉圧力容器破損が早く炉心損傷の判断にて初期水張り（水位確保操作）を実施する。柏崎は損傷炉心の冷却が未達成の場合に実施する。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、柏崎は注水流量で管理し、東二はペDESTAL（ドライウエル部）の水位で管理している。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由㉖</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>〔原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準〕</u></p> <p><u>損傷炉心の冷却が未達成の場合</u>^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。</p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>【ペDESTAL（ドライウェル部）水位確保操作の判断基準】</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合</u>^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。</p>	<p>相違理由①⑧ 設備運用・設計，体制等の違いに起因する記載の相違はあるが，実態として記載内容に違いはない。 以降，同様の相違理由によるものは相違理由㉗と示す。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水操作の判断の相違 以降，同様の相違理由によるものは相違理由㉘と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>〔原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準〕</u> 原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：「<u>損傷炉心の冷却が未達成</u>」は、原子炉圧力容器<u>下鏡部温度指示値が300℃に達した</u>場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加</u>により確認する。</p> <p>※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇</u>により確認する。</p> <p>(b) 操作手順 格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部への注水手順の概要</u>は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.1図に、概要図を第1.8.3図に、タイムチャートを第1.8.4図に示す。</p>	<p><u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】</u> 原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：「<u>炉心損傷を判断</u>」は、<u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した</u>場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加<u>及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達</u>により確認する。</p> <p>※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失</u>により確認する。</p> <p>(b) 操作手順 格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要</u>は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-4図に、タイムチャートを第1.8-5図に示す。</p>	<p>相違理由①⑧</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由㉑ 原子炉圧力容器の破損の徴候を判断するためのパラメータの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。</p> <p>新設のデブリ落下検知を設置するため原子炉圧力容器の破損時の監視パラメータとして使用する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。</p> <p>相違理由① 相違理由⑦ 相違理由⑦</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員E及びFは、格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水に必要な<u>電動弁の電源の受電操作</u>を実施する。</p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水に必要な<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作</u>を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</u></p>	<p>相違理由②⑤⑦ 相違理由①</p> <p>相違理由①②⑤⑦ 東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。 相違理由①⑦ 相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>③中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④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、格納容器下部注水系（常設）が使用可能か確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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て確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプの起動操作を実施し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の系統構成として、常設低圧代替注水系系統分離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の全開操作を実施し、発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備完了を報告する。</p>	<p>相違理由①②⑤⑦⑧⑩ 監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認するため「状態表示等」と記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>東二は代替電源設備は容量を設計で担保しているため、負荷容量確認は不要</p> <p>柏崎は原子炉格納容器への注水流量確保</p> <p>相違理由⑭②⑤⑦⑧⑩ 相違理由⑭ 東二は指示値を明確化</p> <p>相違理由①②⑤⑦⑧⑩ 相違理由①⑭②⑦ 相違理由②⑦ 相違理由①②⑦ 相違理由②⑦ 相違理由①②⑦ 相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧当直副長は、運転員に格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部への注水開始</u>を指示する。</p> <p>⑨^a <u>原子炉格納容器下部への初期水張りの場合</u> 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>下部ドライウエル注水流量調節弁の全開操作</u>を実施し、<u>復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）指示値の上昇（90m³/h程度）</u>により注水されたことを確認し、<u>当直副長に報告</u>する。 なお、<u>格納容器下部水位にて+2m（総注水量 180m³）到達後</u>、<u>原子炉格納容器下部への注水を停止</u>する。</p>	<p>⑦発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始</u>を指示する。</p> <p>【<u>ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合</u>】 ⑧運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開</u>とし、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）</u>により注水されたことを確認し、<u>発電長に報告</u>する。 なお、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1m（約27m³）を超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止</u>する。<u>その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認</u>する。</p>	<p>相違理由①②⑤⑦ 相違理由①</p> <p>相違理由①⑥⑧⑨ 相違理由②⑤⑦ 相違理由⑦ 相違理由⑦ 相違理由⑥ 東二は通常、ペDESTAL内水位1m（約27m³）を確保する運用としており、本操作開始時の水位により総注水量は変化する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、下部ドライウエル注水流量調整弁を開とし、崩壊熱除去に必要な注水流量（35～70m³/h）に調整し、注水を継続する。</u></p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は、<u>復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次，2次止め弁の全開操作）を実施する。</u></p> <p>⑪当直長は、<u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 <u>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員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格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで35分以内で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</p> <p>⑨<u>運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）により注水されたことを確認し、発電長に報告する。</u></u></p> <p>⑩<u>発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。</u></p> <p>⑪^a <u>溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑪^b <u>溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合</u> <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 <u>上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、17分以内で可能である。</u> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、1分以内で可能である。</u> 	<p>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、東二はペDESTAL（ドライウエル部）の水位管理で対応するため水位維持できる流量としている。柏崎は崩壊熱相当の注水を行うことで対応しているため、手順に相違がある。以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違理由②⑤⑦</p> <p>相違理由②⑤⑦</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>東二では現場操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による<u>原子炉格納容器下部</u>への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）により<u>原子炉格納容器の下部</u>に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、<u>あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張り</u>を実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>原子炉格納容器の下部</u>に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、<u>原子炉格納容器下部</u>への注水を継続する。その際の注水流量は、<u>原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</u></p> <p>なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により<u>復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口</u>を任意に選択できる構成としている。</p>	<p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、<u>消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）により<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷を判断した場合において、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作</u>を実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面</u>に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水を継続する。その際は、<u>サブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。</u></p> <p>なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により<u>原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口及び高所東側接続口</u>を任意に選択できる構成としている。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>判断基準（東二は炉心損傷判断時、柏崎は炉心損傷に至る可能性）の違いによる相違</p> <p>相違理由①⑥</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>〔原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準〕</u></p> <p>損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p><u>〔原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準〕</u></p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：「<u>損傷炉心の冷却が未達成</u>」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>）が確保されている場合。</p> <p>※3：「<u>原子炉圧力容器の破損の徴候</u>」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加</u>により確認する。</p> <p>※4：「<u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化</u>」は、<u>原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇</u>により確認する。</p>	<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作の判断基準】</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}で、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p><u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】</u></p> <p>原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：「<u>炉心損傷を判断</u>」は、<u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合</u>。</p> <p>※2：設備に異常がなく、<u>電源、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）</u>が確保されている場合。</p> <p>※3：「<u>原子炉圧力容器の破損の徴候</u>」は、原子炉圧力容器内の水位の低下（<u>喪失</u>）、制御棒の位置表示の喪失数増加及び<u>原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達</u>により確認する。</p> <p>※4：「<u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化</u>」は、<u>格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失</u>により確認する。</p>	<p>相違理由① 東二は格納容器下部注水系（可搬型）の準備を格納容器下部注水系（常設）と同時並行で実施する。</p> <p>相違理由⑧ 相違理由①</p> <p>相違理由①② 相違理由①</p> <p>相違理由⑭⑰</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑲ 相違理由⑲</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）による<u>原子炉格納容器下部</u>への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1.8.1図に、概要図を第1.8.5図に、タイムチャートを第1.8.6図及び第1.8.7図に示す。</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p> <p>③現場運転員C及びDは、<u>格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水手順の概要は以下のとおり。なお、<u>水源から接続口までの格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</u>手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-6図に、タイムチャートを第1.8-7図に示す。</p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器下部注水系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>発電長に格納容器下部注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</u></p>	<p>相違理由① 水源から接続口までの格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順を「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備することを記載</p> <p>相違理由⑦ 相違理由⑦</p> <p>東二固有の記載</p> <p>東二固有の記載</p> <p>相違理由①②⑤⑦ 相違理由① 柏崎は③で実施 東二は電動弁の名称を記載</p> <p>東二固有の手順</p> <p>柏崎固有の記載</p> <p>東二は④で実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑥^aMUWC 接続口内側隔離弁(B)を使用する場合 緊急時対策要員は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、屋外にて MUWC 接続口内側隔離弁(B)の全開操作（遠隔手動弁操作設備による操作）を実施する。</p> <p>⑥^bMUWC 接続口内側隔離弁(A)を使用する場合 現場運転員 C 及び D は、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、非管理区域にて MUWC 接続口内側隔離弁(A)の全開操作（遠隔手動弁操作設備による操作）を実施する。</p>	<p>⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドレイユエル部）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	<p>相違理由①②⑤⑦⑩⑪ 相違理由①</p> <p>相違理由⑫ 柏崎は原子炉格納容器への注水流量確保 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦中央制御室運転員A及びBは、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、<u>下部ドライウエル注水流量調節弁</u>、<u>下部ドライウエル注水ライン隔離弁</u>の全開操作を実施し、<u>当直副長に格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備</u>、<u>ホース接続及び起動操作を行い</u>、<u>格納容器下部注水系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。</u>また、<u>緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき</u>、<u>緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑩当直副長は、<u>中央制御室運転員に格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。</u></p> <p>⑪緊急時対策要員は、<u>緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインから送水するため</u>、<u>MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し</u>、<u>送水開始について緊急時対策本部に報告する。</u>また、<u>緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑫中央制御室運転員A及びBは、<u>原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）指示値の上昇により確認し</u>、<u>当直副長に報告する。</u></p> <p>⑬^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合 <u>当直長は</u>、<u>当直副長の依頼に基づき</u>、<u>格納容器下部水位にて+2m（総注水量 180m³）到達後</u>、<u>原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急時対策本部に依頼する。</u></p>	<p>⑦運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水の系統構成として</u>、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁</u>、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁</u>、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁</u>の全開操作を実施し、<u>発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧重大事故等対応要員は、格納容器下部注水系（可搬型）による送水準備完了について<u>災害対策本部長代理に報告する。</u>また、<u>災害対策本部長代理は発電長に報告する。</u></p> <p>⑨災害対策本部長代理は、<u>発電長に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告する。</u></p> <p>⑩発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水の確認を指示する。</u></p> <p>⑪重大事故等対応要員は、<u>格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後</u>、<u>原子炉建屋西側接続口</u>、<u>原子炉建屋東側接続口</u>、<u>高所西側接続口又は高所東側接続口の弁の全開操作を実施し</u>、<u>送水開始について災害対策本部長代理に報告する。</u>また、<u>災害対策本部長代理は発電長に報告する。</u></p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水指示値の上昇により確認し</u>、<u>発電長に報告する。</u> 【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認し</u>、<u>発電長に報告する。</u></p> <p>⑭発電長は災害対策本部長代理に<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水の停止を依頼する。</u></p>	<p>相違理由①②⑤⑦⑩⑪ 相違理由①②⑦ 相違理由②⑦ 相違理由① 相違理由①</p> <p>相違理由②⑦ 相違理由②⑦ 相違理由②⑦ 相違理由②⑦</p> <p>相違理由①②⑤⑦ 相違理由① 相違理由②⑦ 接続口の明確化 相違理由②⑦</p> <p>相違理由①②⑤⑦ 相違理由②⑦</p> <p>相違理由①②⑦ 相違理由③⑩</p> <p>相違理由①②⑦</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑬^b 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合</p> <p>当直長は、当直副長の依頼に基づき、崩壊熱除去に必要な注水流量（35～70m³/h）を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）にて継続して送水するよう緊急時対策本部に依頼する。</p>	<p>⑮災害対策本部長代理は重大事故等対応要員にペDESTAL（ドライウエル部）への注水の停止を指示する。</p> <p>⑯重大事故等対応要員はペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止し、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑰運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位がベント管を通じた排水により低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認する。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】</p> <p>⑱^a 熔融炉心堆積高さ0.2m未満の場合 運転員等は中央制御室にて、熔融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認し、発電長に報告する。また、発電長は災害対策本部長代理にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を依頼する。</p> <p>⑲^a 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。</p> <p>⑳^a 重大事故等対応要員は、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施し、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>㉑^a 運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位が0.5m～1.0mに維持されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】</p> <p>⑱^b 熔融炉心堆積高さ0.2m以上の場合 運転員等は中央制御室にて、熔融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認し、発電長に報告する。また、発電長は災害対策本部長代理にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を依頼する。</p> <p>⑲^b 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。</p> <p>⑳^b 重大事故等対応要員は、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施し、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>㉑^b 運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位が2.25m～2.75mに維持されていることを確認し、発電長に報告する。</p>	<p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由①⑲⑳</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由①⑲⑳</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由①⑲</p> <p>相違理由①⑲⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を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に必要な時間は約35分である。</u></p> <p><u>また、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器下部注水系（可搬型）による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>[防火水槽を水源とした送水]</u></p> <p><u>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</u></p> <p><u>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</u></p> <p><u>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</u></p> <p><u>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</u></p> <p><u>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</u></p> <p><u>格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約330分で可能である。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作について、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるペグスタル（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎は水源と敷設されてあるホースの使用可否に対して所要時間を示している。</p> <p>原子炉格納容器下部への初期水張り開始確認時間を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p><u>【高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内で可能である。 <p><u>【高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：西側淡水貯水設備）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：西側淡水貯水設備）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内で可能である。 <p><u>【高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，20分以内で可能である。 <p><u>【高所西側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，20分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，20分以内で可能である。 	<p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎は水源と敷設されてあるホースの使用可否に対して所要時間を示している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</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。格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p>	<p>相違理由⑳ 相違理由㉑ 相違理由㉒</p> <p>相違理由㉓ 相違理由㉔ 東二では屋内操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブレーション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>【原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準】</u> 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p>	<p>c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を継続する。その際は、サブレーション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作の判断基準】</u> 炉心損傷を判断した場合^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p>	<p>相違理由① 東二は条件を記載</p> <p>相違理由① 相違理由①⑭⑱ 相違理由① 相違理由⑳ 判断基準（東二は炉心損傷判断時、柏崎は炉心損傷に至る可能性）の違いによる相違</p> <p>相違理由① 相違理由①㉖㉗ 相違理由⑭⑲ 相違理由㉖</p> <p>相違理由①⑧㉗ 相違理由①㉘ 相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>〔原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準〕</u></p> <p>原子炉压力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部への注水</u>ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:「<u>損傷炉心の冷却が未達成</u>」は、原子炉压力容器<u>下鏡部温度指示値が300℃に達した</u>場合。</p> <p>※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>※3:「<u>原子炉压力容器の破損の徴候</u>」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、<u>原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加</u>により確認する。</p> <p>※4:「<u>原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化</u>」は、<u>原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇</u>により確認する。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による<u>原子炉格納容器下部への注水</u>手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.1図に、概要図を第1.8.8図に、タイムチャートを第1.8.9図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による<u>原子炉格納容器下部への注水の準備開始</u>を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による<u>原子炉格納容器下部への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動</u>を依頼する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、消火系による<u>原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源の受電操作</u>を実施する。</p>	<p><u>【原子炉压力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】</u></p> <p>原子炉压力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u>ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:「<u>炉心損傷を判断</u>」は、<u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した</u>場合。</p> <p>※2:設備に異常がなく、<u>電源、燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）</u>が確保されている場合。</p> <p>※3:「<u>原子炉压力容器の破損の徴候</u>」は、原子炉压力容器内の水位の低下（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加<u>及び原子炉压力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達</u>により確認する。</p> <p>※4:「<u>原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化</u>」は、<u>格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失</u>により確認する。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u>手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-8図に、タイムチャートを第1.8-9図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始</u>を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、消火系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え</u>操作を実施する。</p>	<p>相違理由①⑧</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑭⑳</p> <p>相違理由⑭⑱</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は⑤で実施</p> <p>相違理由①㉕㉖㉗</p> <p>相違理由①㉗</p> <p>東二は電動弁の名称を記載</p> <p>相違理由㉗</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、<u>復水補給水系消火系第 1、第 2 連絡弁の全開操作及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦5号炉運転員は、<u>ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑧当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑨当直副長は<u>中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、消火系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑤運転員等はタービン建屋にて、<u>補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑥運転員等は、<u>発電長に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦発電長は、<u>運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁の全開操作を実施し、発電長に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備完了を報告する。</u></p> <p>⑩発電長は、<u>運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始を指示する。</u></p>	<p>東二固有の手順</p> <p>相違理由①②⑤⑦⑩</p> <p>相違理由②⑦</p> <p>相違理由①②⑤⑦⑩ 柏崎固有の記載</p> <p>柏崎は②で実施 相違理由②⑦ 東二は指示値を記載</p> <p>相違理由①②⑤⑦ 相違理由①②⑤⑦</p> <p>相違理由①②⑤⑦</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑩^a原子炉格納容器下部への初期水張りの場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、下部ドライウエル注水流量調節弁の全開操作を実施し、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）指示値の上昇（90m³/h 程度）により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。</u> なお、格納容器下部水位にて+2m（総注水量 180m³）到達後、<u>原子炉格納容器下部への注水を停止する。</u></p> <p>⑩^b原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、下部ドライウエル注水流量調節弁を開とし、崩壊熱除去に必要な注水流量（35～70m³/h）に調整し、注水を継続する。</u></p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>消火系による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】 ⑩運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）により注水されたことを確認し、発電長に報告する。</u> なお、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認する。</u></p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】 ⑫運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）で確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p>⑬発電長は、<u>運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑭^a溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合 <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑭^b溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合 <u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑥ 相違理由①②⑤⑦⑩⑪ 相違理由②⑦ 相違理由②⑦ 東二は格納容器下部水位で、柏崎は総注水量で水位を管理している。</p> <p>相違理由①⑧②⑦ 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、柏崎は注水流量で管理し、東二はペDESTAL（ドライウエル部）の水位で管理している。異なる管理方法をとっているため、手順に相違がある。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員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格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約30分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから<u>消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、<u>54分以内で可能である。</u> <p><u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、<u>1分以内で可能である。</u> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>d. <u>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。</u></p> <p><u>また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。その際は、サブレーション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。</u></p>	<p>相違理由②⑦</p> <p>相違理由②⑦</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由②</p> <p>補給水系においても、炉心損傷を判断した場合のペDESTALの水位確保操作及び原子炉圧力容器破損後のペDESTALへの注水手順を整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保操作の判断基準】</u> 炉心損傷を判断した場合^{※1}で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、補給水系が使用可能な場合^{※2}。</p> <p><u>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】</u> 原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、補給水系が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：「炉心損傷を判断」は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達により確認する。</p> <p>※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。</p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(b) 操作手順</p> <p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-10図に、タイムチャートを第1.8-11図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が全閉、及びベント管に接続する排水弁が全開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が全閉している場合は、全開操作を実施する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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て確認する。</p> <p>⑤発電長は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。</p> <p>⑥災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施し、連絡配管閉止フランジの切り替え完了について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑧運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑨運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑪発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑬運転員等は、発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑭発電長は、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始を指示する。</p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】</p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）により注水されたことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で全閉となることを確認する。</u></p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m³/h程度）で確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p>⑰発電長は、<u>運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。</u></p> <p>⑱^a溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合</p> <p><u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑱^b溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合</p> <p><u>運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</p> <p><u>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、108分以内で可能である。</u></p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】</p> <p><u>・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、1分以内で可能である。</u></p> <p><u>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。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。</p>	<p>1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。</p> <p><u>溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器への注水手段を着手する場合は、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</u></p> <p><u>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、原子炉底部からジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上まで水位を回復させるために必要な原子炉注水量を注水する。その後、原子炉水位をL0以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上の注水を継続的に実施する。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は可搬型代替注水中型ポンプ又は大型ポンプは準備に時間を要することから先行して準備を並行開始することを記載</p> <p>東二は原子炉圧力容器の水位不明時の対応を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備</u>により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>復水貯蔵槽</u>）が確保されている場合。</p>	<p>a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、給水・復水系、<u>原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置</u>により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。<u>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p><u>逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、給水・復水系、<u>原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p>※1：<u>ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（<u>代替淡水貯槽</u>）が確保されている場合。</p>	<p>東二の原子炉隔離時冷却系は非常用炉心冷却系に含まれないが、柏崎は非常用炉心冷却系に含まれる。</p> <p>相違理由⑩ 相違理由⑪</p> <p>東二は原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の対応を記載</p> <p>東二は原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の対応を記載</p> <p>東二の原子炉隔離時冷却系は非常用炉心冷却系に含まれないが、柏崎は非常用炉心冷却系に含まれる。</p> <p>相違理由⑭ 相違理由⑮</p> <p>東二ではガンマ線線量率の10倍を含めて炉心損傷と判断するため「以上」としている。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</p> <p>相違理由⑨</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.10図に、タイムチャートを第1.8.11図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>中央制御室運転員</u>に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な<u>ポンプ</u>、<u>電動弁</u>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>③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>緊急時対策本部</u>に第一ガスタービン発電機、<u>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</u>、低圧代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</p>	<p>(b) 操作手順 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-12図に、タイムチャートを第1.8-13図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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て確認する。</u></p>	<p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑫⑰</p> <p>東二固有の手順</p> <p>相違理由⑫⑰</p> <p>東二は②の電源切換え後の確認を実施</p> <p>相違理由⑫</p> <p>東二の電源設備は容量を設計で担保しているため、負荷容量確認は不要</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④中央制御室運転員A及びBは、<u>復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>復水移送ポンプ（2台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</u></p> <p>⑥^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑧^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑨^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）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。</u></p> <p>⑨^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員A及びBは、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）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。</u></p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプが起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認するとともに常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。</u></p> <p>⑤発電長は、<u>原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系C系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）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、発電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L0以上に維持する。</u></p>	<p>柏崎は原子炉格納容器への注水流量確保</p> <p>相違理由⑨⑲⑳㉑ 相違理由⑨ 東二は指示値を明確化 東二固有の操作</p> <p>柏崎は⑦で実施</p> <p>相違理由⑳ 相違理由⑲⑳㉑ 相違理由⑳</p> <p>東二は⑧で実施</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑨⑲⑳㉑ 相違理由⑨ 相違理由㉑ 相違理由㉑</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑩現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水補給水系常/非常用連絡1次，2次止め弁の開操作）を実施する。</p> <p>⑪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低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約12分で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内で可能である。</p>	<p>柏崎固有の操作</p> <p>柏崎固有の操作</p> <p>相違理由②⑤⑦</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</p> <p>東二では現場操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、<u>低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。</u></p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.12図に、タイムチャートを第1.8.13図及び第1.8.14図に示す。</p>	<p>b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、<u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。</u></p> <p>※1：<u>ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：設備に異常がなく、<u>電源、燃料及び水源（西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。<u>なお、水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-14図に、タイムチャートを第1.8-15図に示す（残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑦以外同様。）。</u></p>	<p>相違理由②③ 相違理由② 東二は原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の対応を記載</p> <p>東二は低圧代替注水系（可搬型）の準備を低圧代替注水系（常設）と同時並行で実施する。 相違理由③⑦ 相違理由⑭⑰ 相違理由⑭⑳ 相違理由⑮</p> <p>水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 相違理由⑦ 東二は複数ある注水系統と接続口について、手順の差異を整理する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、<u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、<u>復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑤^aMUWC 接続口内側隔離弁(B)を使用する場合 <u>緊急時対策要員は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、屋外にてMUWC 接続口内側隔離弁(B)の全開操作（遠隔手動弁操作設備による操作）を実施する。</u></p> <p>⑤^bMUWC 接続口内側隔離弁(A)を使用する場合 <u>現場運転員C及びDは、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、非管理区域にてMUWC 接続口内側隔離弁(A)の全開操作（遠隔手動弁操作設備による操作）を実施する。</u></p>	<p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。</u></p>	<p>東二固有の記載</p> <p>相違理由⑳ 相違理由㉑</p> <p>相違理由㉒ 相違理由㉓</p> <p>東二固有の手順</p> <p>相違理由㉔㉕㉖ 東二は⑤の電源切替え後の確認 相違理由㉗</p> <p>柏崎は原子炉格納容器への注水流量確保</p> <p>相違理由㉘</p> <p>相違理由㉙</p> <p>東二固有の記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p>	<p>⑦^a <u>残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u> 運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉注水弁、残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b <u>低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合</u> 運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧ <u>発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。</u></p>	<p>相違理由⑩ 相違理由⑩ 相違理由⑩⑫⑬ 相違理由⑩ 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩ 相違理由⑩ 相違理由⑩⑫⑬ 相違理由⑩ 相違理由⑩</p> <p>東二固有の記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインからの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑨当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、緊急時対策要員又は運転員が選択した送水ラインから送水するため、MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)又はMUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A)のどちらかの全開操作を実施し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑪^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）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>⑪^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）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>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑨災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡するとともに重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑩重大事故等対応要員は、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁の全開操作を実施し、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑪発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、（可搬ライン狭帯域用）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、発電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L0以上に維持する。</p>	<p>東二固有の操作</p> <p>相違理由⑭⑳</p> <p>相違理由⑭⑯</p> <p>相違理由⑭⑯</p> <p>相違理由⑭⑯</p> <p>相違理由⑭⑳</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由⑳㉑</p> <p>柏崎固有の操作</p> <p>相違理由⑭⑳㉑㉒</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>東二では「注水-1」にて水位をL0以上としている。 柏崎では「RPV制御」にて水位をL3～L8としている</p> <p>相違理由⑳</p> <p>柏崎固有の記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での各注入配管の系統構成を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の所要時間は約20分である。</u></p> <p><u>また、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧代替注水系（可搬型）による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>[防火水槽を水源とした送水]</u></p> <p><u>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</u></p> <p><u>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]</u></p> <p><u>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</u></p> <p><u>[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]</u></p> <p><u>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</u></p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで約330分で可能である。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p>	<p>相違理由⑦</p> <p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎は水源と敷設されてあるホースの使用可否に対して所要時間を示している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p><u>【残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p><u>【残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p><u>【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p><u>【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p>	<p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎は水源と敷設されてあるホースの使用可否に対して所要時間を示している。</p> <p>相違理由⑳ 相違理由㉑ 相違理由㉒ 相違理由㉓ 東二では屋内操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>c. <u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により代替循環冷却系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、代替循環冷却系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u> なお、注水を行う際は、<u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> 炉心損傷を判断した場合*¹において、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合*²。</u> ※1：<u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u> ※2：<u>設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。</u></p>	<p>相違理由③ 代替循環冷却系においても、炉心損傷を判断した場合の原子炉圧力容器への注水手順を整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり（代替循環冷却系B系による原子炉压力容器への注水手順も同様。）。</u></p> <p><u>手順の対応フローを第1.8-3図に，概要図を第1.8-16図に，タイムチャートを第1.8-17図に示す。</u></p> <p><u>①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水に必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系A系注入弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p><u>③運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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て確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。</u></p> <p><u>④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系A系注水配管分離弁，残留熱除去系A系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p><u>⑤運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑥運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（A）を起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上であることを確認後，発電長に報告する。</u></p> <p><u>⑦発電長は，原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後，運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の開始を指示する。</u></p>	<p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系A系注入弁の全開操作を実施した後、代替循環冷却系A系注入弁の全開操作を実施するとともに、代替循環冷却系A系テスト弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉圧力容器への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量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、発電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L0以上に維持する。</u></p> <p>(c) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、<u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。</u>ただし、<u>重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</u></p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p>	<p>d. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p>なお、注水を行う際は、<u>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。</u>ただし、<u>重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</u></p> <p>※1：<u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：設備に異常がなく、<u>電源、燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。</u></p>	<p>相違理由⑧ 相違理由③</p> <p>東二は原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の対応を記載</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑭ 相違理由⑭⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.15図に、タイムチャートを第1.8.16図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1、第2連絡弁の全閉操作を実施する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-18図に、タイムチャートを第1.8-19図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</p> <p>④発電長は、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p>	<p>相違理由⑦ 相違理由⑳㉑</p> <p>東二は手順内で電源が確保されていること確認する。 柏崎は手順内で電源の受電を実施する。</p> <p>東二は補助ボイラ冷却水の冷却水に消火系を使用している。</p> <p>相違理由⑳㉑ 相違理由㉒</p> <p>東二はディーゼル駆動消火ポンプ起動後の状況確認を記載</p> <p>相違理由㉓</p> <p>相違理由㉔</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量確保 相違理由㉕</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧5号炉運転員は、<u>ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部に報告する。</u> また、<u>緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑩当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑪^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑪^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑫^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）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。</u></p> <p>⑫^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）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。</u></p> <p>⑬当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉圧力容器への注水が始まったことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>⑥発電長は、<u>原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系消火系ライン弁及び残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉圧力容器への注水が始まったことを残留熱除去系系統流量指示値及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上で維持する。</u></p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑧⑳⑳⑳ 東二は指示値を記載</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑭⑳⑳⑳⑳ 相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑧⑭⑳⑳⑳ 相違理由⑭⑳ 東二では「注水-1」にて水位をL0以上としている。 柏崎では「RPV制御」にて水位をL3～L8としている</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約30分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>e. <u>補給水系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補給水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補給水系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。</u></p> <p><u>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※1において、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、補給水系が使用可能な場合※2。</u></p> <p><u>※1：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。</u></p> <p><u>手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-20図に、タイムチャートを第1.8-21図に示す。</u></p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>③発電長は、<u>災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。</u></p>	<p>相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由㉒㉓</p> <p>相違理由㉔</p> <p>相違理由㉕</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>④災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施し、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑪発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認後、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇により確認し、発電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L0以上に維持する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態 で、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない 場合は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により高圧代替注水系の電源を 確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行し て行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、高圧代 替注水系が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計 基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レ ベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常がなく、電源及び水源（復 水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.1(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>上記の操作は、<u>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）</u>にて操作を 実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始 まで<u>15分以内</u>で可能である。</p>	<p>f. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態 で、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圧力容器への注水ができない 場合は、<u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源 設備として使用する可搬型代替低圧電源車、常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型 整流器</u>により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行し て行う。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧代替注水系が使用可能な場合 ^{※2}。</u></p> <p>※1：<u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相 当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使 用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2：<u>原子炉圧力指示値が0.69MPa[gage]以上ある場合において、設備に異常がなく、電源 及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.1(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>上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名</u>にて操作を実施した場合、 作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで<u>10分以内</u> で可能である。</p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑭</p> <p>東二は詳細な電源を明確にして いる。</p> <p>東二は詳細な電源を明確にして いる。</p> <p>相違理由⑭</p> <p>東二は詳細な電源を明確にして いる。</p> <p>東二では原子炉冷却材圧力バウ ンダリが高圧の状態で給水でき る設備を明確にしている。</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑭⑳</p> <p>東二は指示値を記載 相違理由㉔</p> <p>相違理由㉕㉖</p> <p>相違理由㉗</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水注入系貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第1.8.2図に、概要図を第1.8.17図に、タイムチャートを第1.8.18図に示す。</p> <p>①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圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員C及びDは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器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>③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圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに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>g. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1: ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-22図に、タイムチャートを第1.8-23図に示す。</p> <p>①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圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。</p> <p>②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圧力容器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て確認する。</p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑭ 相違理由⑭⑳</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由㉕㉖</p> <p>柏崎は受電操作を実施 東二は電源が確保されていることを確認</p> <p>相違理由⑧㉕㉖㉗</p> <p>柏崎は本項②操作にて電源が確保されたことを確認</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に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。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>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し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。</u></p> <p>⑥当直副長は、<u>ほう酸水注入系ポンプの運転時間によりほう酸水注入系貯蔵タンクの液位を推定し、ほう酸水の全量注入完了を確認後、中央制御室運転員にほう酸水注入系ポンプの停止を指示する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、<u>ほう酸水注入系ポンプを停止し、当直副長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>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系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで約20分で可能である。</u> <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、<u>ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS 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全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。</u></p> <p>④発電長は、<u>運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し、ほう酸水の全量注入完了を確認後、ほう酸水注入ポンプを停止するよう指示する。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>ほう酸水注入ポンプを停止し、発電長に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>中央制御室対応を運転員等（当直運転員）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圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内で可能である。</u></p>	<p>代替電源設備は容量を設計で担保しているため、負荷容量確認は不要。 相違理由⑧⑳㉑㉒ 相違理由⑭ 相違理由⑭ 相違理由⑭ 東二ではほう酸水注入時の発電用原子炉が未臨界であることの確認をほう酸水の全量注入をもって確認する。</p> <p>相違理由⑧⑳㉑ 東二では中央制御室にてほう酸水貯蔵タンク水位を監視することができる。</p> <p>相違理由⑧⑳㉑㉒ 相違理由⑳㉑ 相違理由㉑ 東二では現場操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>f. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により制御棒駆動系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。</u></p> <p><u>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、制御棒駆動系が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.3(1)b.制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の現場操作は、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圧力容器への注水開始まで約20分で可能である。</u></p>		相違理由④

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>g. <u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備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一定時間運転し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水を実施する。</u></p> <p><u>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</u></p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、高圧炉心注水系が使用可能な場合^{※2}。</u></p> <p><u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p><u>※2:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u></p> <p><u>高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水については、「1.2.2.3(1)c.高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>(c) 操作の成立性</u></p> <p><u>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圧力容器への緊急注水開始まで約25分で可能である。</u></p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>復水貯蔵槽，防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水手順</u>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><u>復水移送ポンプ，高圧代替注水系，ほう酸水注入系ポンプ，制御棒駆動水ポンプ 高圧炉心注水系ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，電源車，ディーゼル駆動消火ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への燃料補給手順</u>については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>逃がし安全弁による減圧手順</u>については，「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順</u>については，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順</u>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><u>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順</u>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><u>常設低圧代替注水系ポンプ，復水移送ポンプ，高圧代替注水系，代替循環冷却系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，電動弁及び監視計器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代替直流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順</u>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><u>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順</u>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>東二は逃がし安全弁による減圧の具体的な手順を技術的能力「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に，残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順を「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に，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え手順を「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に整理する。</p> <p>相違理由⑮ 相違理由⑮</p> <p>相違理由③④⑤⑨⑩ 相違理由⑤⑭</p> <p>51条の記載に従い整理している。</p> <p>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順を「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備することを記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段の選択</u></p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8.19 図に示す。</p> <p>代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、<u>復水貯蔵槽</u>が使用可能であれば格納容器下部注水系（常設）による<u>原子炉格納容器下部への注水（初期水張り）</u>を実施する。<u>復水貯蔵槽</u>が使用できない場合、消火系又は格納容器下部注水系（可搬型）による<u>原子炉格納容器下部への注水（初期水張り）</u>を実施する。また、原子炉圧力容器が破損し、<u>原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、初期水張り</u>を実施する際と同様の順で対応手段を選択し、<u>原子炉格納容器下部へ注水</u>する。</p> <p>なお、消火系による<u>原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可認</u>できた場合に実施する。</p>	<p>1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(1) <u>ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段の選択</u></p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-24図に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、代替淡水貯蔵槽が使用可能であれば格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保操作</u>を実施する。<u>代替淡水貯蔵槽が使用できない場合、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保操作</u>を実施する。また、原子炉圧力容器が破損し、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保</u>を実施する際と同様の順で対応手段を選択し、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水</u>する。<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保操作は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却と並行して実施するが、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却とペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保操作が並行して実施できない場合は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却を実施した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への水張り</u>を実施する。</p> <p><u>格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段については、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系及び補給水系の手段のうちペDESTAL（ドライウエル部）への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。</u></p> <p>なお、消火系による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能が確認</u>できた場合に実施する。また、<u>補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合に実施する。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑭⑨</p> <p>相違理由①③③</p> <p>相違理由①②⑨③③</p> <p>相違理由①③③</p> <p>相違理由①③③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①③③</p> <p>東二固有の操作</p> <p>東二は格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を同時並行で準備する。また、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段を使用した注水を開始する旨を明記している。</p> <p>相違理由①、柏崎固有の記載</p> <p>相違理由⑩⑱</p> <p>相違理由②⑱</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8.19 図に示す。</p> <p>代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続するが、<u>高圧代替注水系が使用できなくなった場合は高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ緊急注水する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧が完了し、<u>復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u>その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、<u>発電所構内（大湊側）</u>で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</p> <p><u>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。</u></p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、<u>損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</u></p>	<p>(2) 溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-24図に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できるまでは、交流動力電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、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交流動力電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。また、低圧の代替注水手段の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。</u></p> <p>発電用原子炉の減圧が完了し、<u>代替淡水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。代替淡水貯蔵槽が使用できない場合、代替循環冷却系、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</u>その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</p> <p><u>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び高圧代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。<u>また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に実施する。</u></p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、<u>炉心損傷と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</u></p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の系統の選択は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系と配管を共有しない系統を優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p>優先①：代替循環冷却系A系 優先②：代替循環冷却系B系</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由④⑭</p> <p>東二は複数の手段がある。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由③⑨</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）を同時並行で準備する。また、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段を使用した注水を開始する旨を明記している。</p> <p>柏崎固有の記載</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考		
第1.8.1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、対処設備、手順書一覧（1/3）					第1.8-1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、対処設備、手順書一覧（1/5）					全体を通して共通の相違理由① ⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓ ㉔については記載を省略する。それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線は省略。 柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第1.8-1表において同様)		
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	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書			
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	-	原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 AM設備別操作手順書 「MWCによる下部D/W注水」	ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	-	ペDESTAL（ドライウエル部）への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領			
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備				可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM設備別操作手順書 「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」	ペDESTAL（ドライウエル部）への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備				ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部D/W注水」	ペDESTAL（ドライウエル部）への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.2 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」にて整備する。
 ※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（2/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（3/5）					
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（常設）による	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「MLWCによる原子炉注水」	溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系（可搬型）による	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	相違理由③
			可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」				可搬型代替注水中型ポンプ※2 可搬型代替注水大型ポンプ※2 西側淡水貯水設備※2 代替淡水貯槽※2 ホース 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備				代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ※2 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※1 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※1 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
原子炉圧力容器への注水 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器への注水 代替循環冷却系による	可搬型代替注水大型ポンプ※1 ホース	自主対策設備					
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.2 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」にて整備する。 ※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）					※1:手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※3:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考				
対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（4/5）									
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書					
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器への注水 高圧代替注水系による注水	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 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 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	事故時運転操シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」※3	溶融炉心のベデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器への注水 消火系による注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	柏崎の消火系による原子炉圧力容器への注水に係る記載は、比較表ページ81に記載。			
			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 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「SLCポンプによるほう酸水注入」				原子炉圧力容器への注水 補給水系による注水		復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3		自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			ほう酸水注入系による注水	ほう酸水注入系による注水				自主対策設備		第二代替交流電源設備 ※2		重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動系による注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・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 ※2 第二代替交流電源設備 ※2				事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」 ※3		原子炉圧力容器への注水 高圧代替注水系による注水		常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ※2 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※3 可搬型代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2				事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「HPCF緊急注水」 ※3						

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.2 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」にて整備する。
 ※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考							
対応手段，対処設備，手順書一覧（5／5）													
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 20%;">機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th> <th style="width: 10%;">対応手段</th> <th style="width: 40%;">対処設備</th> <th style="width: 20%;">手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止</td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">-</td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">原子炉圧力容器へのほう酸水注入によるほう酸水注入系による</td> <td style="vertical-align: top;">ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク※2 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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3</td> <td style="vertical-align: top;">重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-1」等 AM設備別操作手順書 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処設備	対応手段	対処設備	手順書	溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入によるほう酸水注入系による	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク※2 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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		<p>柏崎のほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に係る記載は、比較表ページ82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	対処設備	手順書									
溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入によるほう酸水注入系による	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク※2 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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領									
<p>※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																														
<p style="text-align: center;">第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/7）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="14"> 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「MUWCによる下部D/W注水」 </td> <td rowspan="14" style="text-align: center; vertical-align: middle;">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器下鏡部温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)</td> </tr> <tr> <td>制御棒の位置 制御棒操作監視系</td> </tr> <tr> <td>電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「MUWCによる下部D/W注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器下鏡部温度	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	制御棒の位置 制御棒操作監視系	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位	原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	<p style="text-align: center;">第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/11）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">手順書</th> <th style="width: 35%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書 </td> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位 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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）</td> </tr> <tr> <td>電源 緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 制御棒位置指示</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;">操作</td> <td>原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m, 1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位 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）	原子炉格納容器内の温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	電源 緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	補機監視機能 制御棒位置指示	水源の確保 代替淡水貯槽水位	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m, 1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度	原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	水源の確保 代替淡水貯槽水位	<p>全体を通して共通の相違理由①⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔については記載を省略する。それ以外の相違理由については、四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線は省略。柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第1.8-2表において同様)</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）																																														
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水																																																
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「MUWCによる下部D/W注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																														
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器下鏡部温度																																														
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																														
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																														
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）																																														
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																														
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)																																														
		制御棒の位置 制御棒操作監視系																																														
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																														
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																														
		操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																													
			原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位																																													
			原子炉格納容器への注水量 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)																																													
			補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力																																													
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																
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）																																														
1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水																																																
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）																																														
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																														
		原子炉圧力容器内の水位 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）																																														
		原子炉格納容器内の温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）																																														
		電源 緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																														
	補機監視機能 制御棒位置指示																																															
	水源の確保 代替淡水貯槽水位																																															
	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																																														
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）																																														
		原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m, 1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度																																														
原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量																																																
補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																
水源の確保 代替淡水貯槽水位																																																

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考
監視計器一覧（2/7）			監視計器一覧（2/11）			
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）	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）	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水			1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	
AM設備別操作手順書 「消防車による下部D/W注水」		原子炉圧力容器内の温度		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	
多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」		原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	
		原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力	原子炉圧力（SA）	
		原子炉格納容器内の圧力		格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）		
		原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度		
		原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度（A） 格納容器内水素濃度（B） 格納容器内水素濃度（SA）		
		制御棒の位置		制御棒操作監視系		
		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		緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池		
	操作	原子炉格納容器内の温度	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・プール水温度	
		原子炉格納容器内の水位		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	
		原子炉格納容器への注水量		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	
		補機監視機能		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	
		水源の確保		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	
		原子炉格納容器内の圧力		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
		原子炉格納容器内の温度		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	
		原子炉格納容器内の水位		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m, 1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度	
		原子炉格納容器への注水量		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
		水源の確保		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	
		非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-3a」等				
		AM設備別操作手順書				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考	
監視計器一覧（3/7）			監視計器一覧（3/11）				
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）	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）		
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 格納容器下部注水			1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水				
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部D/W注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		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		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		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水位	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)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)		電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度		補機監視機能	制御棒位置指示	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
		制御棒の位置	制御棒操作監視系		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
		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		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA) ろ過水タンク水位		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度	
		操作	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
			原子炉格納容器内の水位		格納容器下部水位	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
			原子炉格納容器への注水量		復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
			補機監視機能		ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力		
水源の確保	ろ過水タンク水位						
			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」等				
			AM設備別操作手順書				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二		備考	
	監視計器一覧（4／11）		相違理由②	
	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）
	1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水			
	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－3 a」等 AM設備別操作手順書	判断基準		原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
				原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
				原子炉圧力容器内の水位 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）
				原子炉格納容器内の温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用） 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）
				電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧
				補機監視機能 制御棒位置指示
				水源の確保 復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）	
		原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m, 1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度	原子炉格納容器内の水位 格納容器下部水位（高さ1m超検知用） 格納容器下部水位（高さ0.5m, 1.0m未満検知用） 格納容器下部水位（満水管理用） 格納容器下部雰囲気温度	
		原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位	水源の確保 復水貯蔵タンク水位	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考			
監視計器一覧（4/7）			監視計器一覧（5/11）						
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）	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）				
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水						
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）				
AM設備別操作手順書 「MUWCによる原子炉注水」		原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			
		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水位	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）			
		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	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧			
		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	代替淡水貯蔵槽水位			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」		操作		原子炉圧力容器内の水位	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		
				原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）			
				原子炉圧力容器への注水量		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	
				補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力（A） 復水移送ポンプ吐出圧力（B） 復水移送ポンプ吐出圧力（C）	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
				水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	水源の確保	代替淡水貯蔵槽水位	
	AM設備別操作手順書 「消防車による送水（デブリ冷却）」		多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」	AM設備別操作手順書 「消防車による送水（デブリ冷却）」		多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」	AM設備別操作手順書 「注水-1」等	AM設備別操作手順書	
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線レベル（A）（D/W） 格納容器雰囲気放射線レベル（A）（S/C） 格納容器雰囲気放射線レベル（B）（D/W） 格納容器雰囲気放射線レベル（B）（S/C）				
AM設備別操作手順書 「消防車による送水（デブリ冷却）」		原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			
		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水位	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）			
		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	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧			
		水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） 防火水槽 淡水貯水池	水源の確保	代替淡水貯蔵槽水位			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」		操作		原子炉圧力容器内の水位	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）		
				原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 原子炉圧力（SA）			
				原子炉圧力容器への注水量		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	
				補機監視機能		可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
				水源の確保		防火水槽 淡水貯水池	水源の確保	代替淡水貯蔵槽水位	
	AM設備別操作手順書 「消防車による送水（デブリ冷却）」		多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」	AM設備別操作手順書 「消防車による送水（デブリ冷却）」		多様なハザード対応手順 「消防車による送水（デブリ冷却）」	AM設備別操作手順書 「注水-1」等	AM設備別操作手順書	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）			東海第二			備考
監視計器一覧（5/7）			監視計器一覧（6/11）			柏崎の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に係る監視計器は比較表ページ88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）	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）	
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）			
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		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水位	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）
		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		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA） ろ過水タンク水位		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器内の水位	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	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
		電源	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）
		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）		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 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
		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	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）
		電源	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																				
<p>監視計器一覧（6/7）</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">1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 「R/B 制御」</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」</td> <td rowspan="2">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 「R/B 制御」</td> <td rowspan="6">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>電源 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>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</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量 制御棒駆動系系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 制御棒駆動系充てん水ライン圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」	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）	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	電源 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧	補機監視機能 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量	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）	<p>監視計器一覧（7/11）</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">1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位 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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>電源 緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 サブプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位 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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確認 サブプレッション・プール水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位 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）	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	電源 緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	操作	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	水源の確保 サブプレッション・プール水位	原子炉圧力容器内の水位 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 代替循環冷却系原子炉注水流量	補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	水源の確認 サブプレッション・プール水位	<p>相違理由③</p> <p>相違理由④</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）																																																				
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水																																																						
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																				
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																				
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																				
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																																				
AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」	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）																																																				
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV 制御」 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																				
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																				
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																				
		電源 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧																																																				
		補機監視機能 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量																																																				
		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）																																																				
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）																																																				
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 c. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水																																																						
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）																																																				
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																				
		原子炉圧力容器内の水位 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）																																																				
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																				
		電源 緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																				
	操作	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）																																																				
		水源の確保 サブプレッション・プール水位																																																				
		原子炉圧力容器内の水位 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 代替循環冷却系原子炉注水流量																																																				
補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力																																																						
水源の確認 サブプレッション・プール水位																																																						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																												
<p>監視計器一覧（7/7）</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">1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「HPCF緊急注水」 </td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>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>電源</td> <td>M/C D電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高压炉心注水系(B)系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>高压炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </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）	1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「HPCF緊急注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	電源	M/C D電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤B電圧	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	高压炉心注水系(B)系統流量	補機監視機能	高压炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）	<p>監視計器一覧（8/11）</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">1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系による原子炉圧力容器への注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="10"> 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>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）</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>電源</td> <td>M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位（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）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>残留熱除去系系統流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>消火系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系による原子炉圧力容器への注水			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧	操作	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	原子炉圧力容器内の水位	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）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	<p>柏崎の消火系による原子炉圧力容器への注水に係る監視計器は、比較表ページ89に記載。</p> <p>相違理由⑤</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）																																																												
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水																																																														
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「HPCF緊急注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																											
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																											
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																											
		電源	M/C D電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤B電圧																																																											
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																											
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）																																																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																											
		原子炉圧力容器への注水量	高压炉心注水系(B)系統流量																																																											
		補機監視機能	高压炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力																																																											
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位（SA）																																																											
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）																																																												
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系による原子炉圧力容器への注水																																																														
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）																																																											
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																											
		原子炉圧力容器内の水位	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）																																																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																											
		電源	M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧																																																											
	操作	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位																																																											
		原子炉圧力容器内の水位	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）																																																											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																																																											
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量																																																											
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																											
水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位																																																													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																					
	<p>監視計器一覧（9／11）</p> <table border="1" style="border-style: dashed;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 401 1590 470">手順書</th> <th data-bbox="1590 401 2030 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2030 401 2436 470">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1299 470 2436 575"> 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 e. 補給水系による原子炉圧力容器への注水 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 575 1590 1157" rowspan="6"> 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1590 575 2030 1157" rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 判断基準 </td> <td data-bbox="2030 575 2436 695"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 695 2436 751"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 751 2436 863"> 原子炉圧力容器内の水位 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） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 863 2436 932"> 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 932 2436 1100"> 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 1100 2436 1157"> 水源の確保 復水貯蔵タンク水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 1157 1590 1520" rowspan="5"></td> <td data-bbox="1590 1157 2030 1520" rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 操作 </td> <td data-bbox="2030 1157 2436 1283"> 原子炉圧力容器内の水位 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） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 1283 2436 1352"> 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 1352 2436 1409"> 原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 1409 2436 1465"> 補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2030 1465 2436 1520"> 水源の確保 復水貯蔵タンク水位 </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 e. 補給水系による原子炉圧力容器への注水			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器内の水位 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）	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧	水源の確保 復水貯蔵タンク水位		操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（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）	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量	補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	水源の確保 復水貯蔵タンク水位	<p>相違理由②</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）																					
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 e. 補給水系による原子炉圧力容器への注水																							
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）																					
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																					
		原子炉圧力容器内の水位 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）																					
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																					
		電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2A電圧 直流125V主母線盤2B電圧																					
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位																					
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（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）																					
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）																					
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量																					
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																					
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考		
<p>手順書</p> <p>1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等</p> <p>AM設備別操作手順書</p>	監視計器一覧（10／11）			<p>柏崎の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水に係る監視計器は、比較表ページ91に記載。</p>		
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）			
			<p>原子炉格納容器内の放射線量率</p> <p>原子炉圧力容器内の温度</p> <p>原子炉圧力容器内の水位</p> <p>原子炉圧力容器内の圧力</p> <p>電源</p> <p>水源の確保</p>		<p>格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</p> <p>原子炉圧力容器温度</p> <p>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）</p> <p>原子炉圧力 原子炉圧力（SA）</p> <p>緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</p> <p>サブプレッション・プール水位</p>	
		判断基準				
		操作				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考	
	監視計器一覧（11／11）			柏崎のほう酸注入系による原子炉圧力容器への注水に係る監視計器は、比較表ページ90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）		
	1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 g. ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入				
	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
			原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度
			原子炉圧力容器内の水位		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）
			電源		緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
操作	原子炉圧力容器内の水位	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	ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																										
<p style="text-align: center;">第1.8.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">対象条文</th> <th style="width: 20%;">供給対象設備</th> <th style="width: 60%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</td> <td>復水移送ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系弁</td> <td>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流125V</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系ポンプ・弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流125V	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	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源	<p style="text-align: center;">第1.8-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">対象条文</th> <th style="width: 20%;">供給対象設備</th> <th style="width: 60%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。)</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 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 直流125V主母線盤2A</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 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</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入系ポンプ・弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。)	格納容器下部注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	原子炉隔離時冷却系 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 直流125V主母線盤2A	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 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 2C系 MCC 2D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 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤	<p>柏崎との相違箇所については、四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線は省略。</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑪</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																										
【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC																																										
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC																																										
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC																																										
	高圧代替注水系弁	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流125V																																										
	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																																										
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																																										
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																										
【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																										
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ (以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。)																																										
	格納容器下部注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系																																										
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系																																										
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系																																										
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																										
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																										
	原子炉隔離時冷却系 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 直流125V主母線盤2A																																										
	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 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 2C系 MCC 2D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 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="130 338 1249 1654" style="border: 1px solid black; height: 627px; width: 377px;"></div> <p data-bbox="320 1724 1050 1766">第1.8.1図 SOP「RPV制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1507 417 2163 1182" style="border: 1px solid black; height: 364px; width: 221px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1350 1205 2407 1239">第1.8-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-3a」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

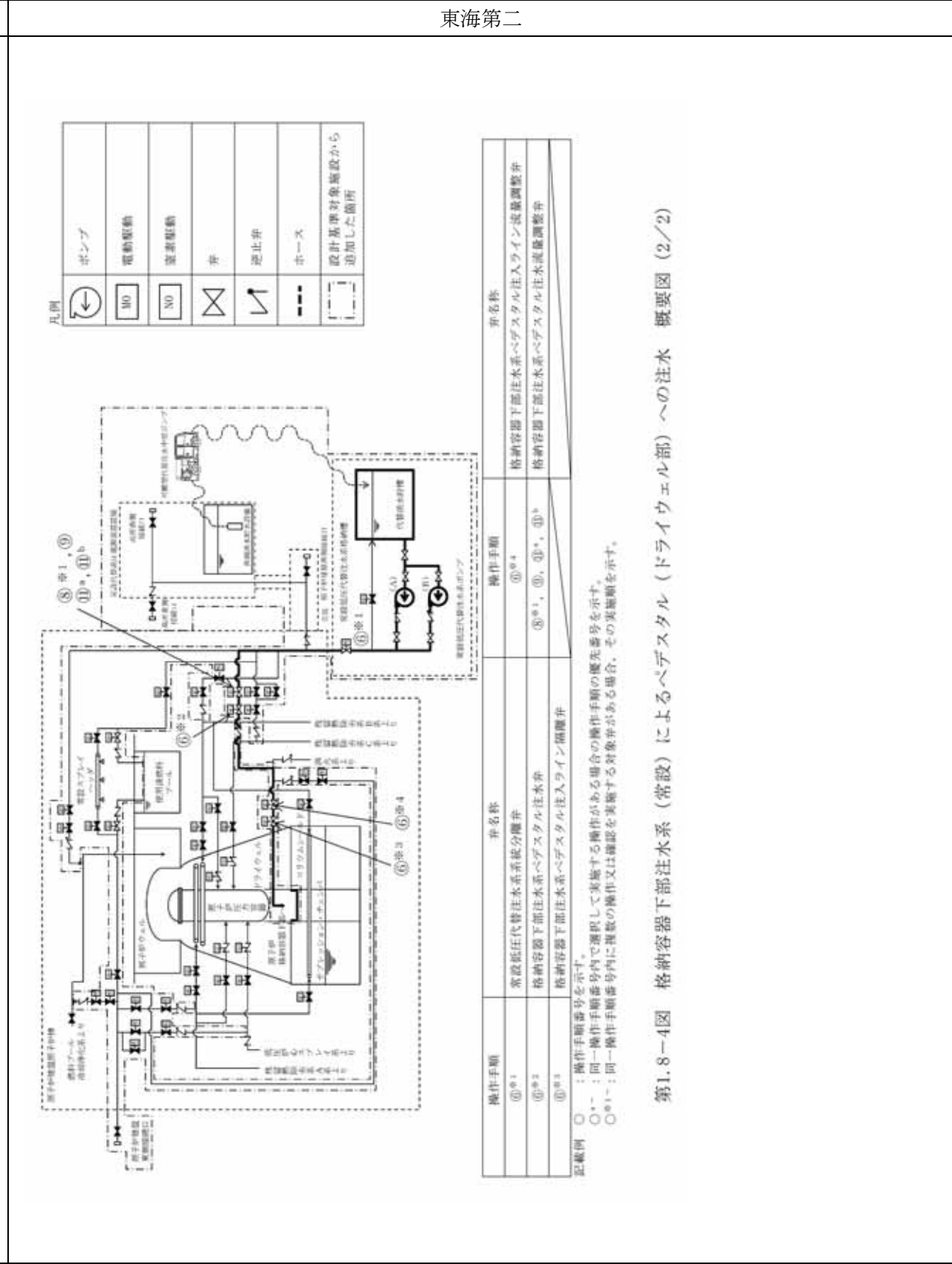
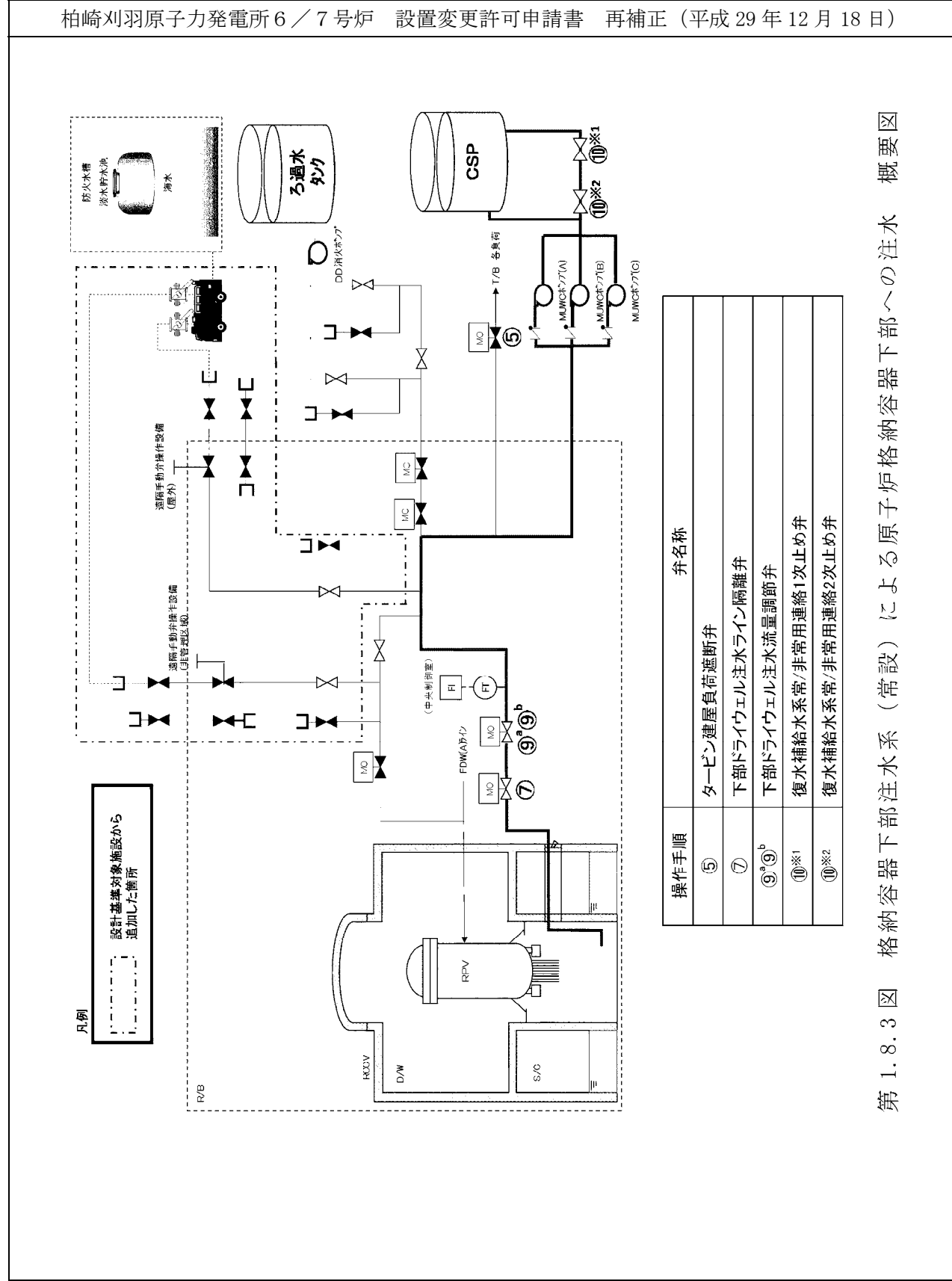
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="172 344 1210 1556" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="231 1591 1151 1625">第1.8.2図 SOP「RPV制御」、SOP「R/B制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1472 403 2309 1241" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1308 1266 2457 1299">第1.8-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-3b」における対応フロー</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1418 625 2347 1486" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1317 1516 2451 1549" data-label="Caption"> <p>第1.8-3図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-1」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】



備考

相違理由⑨

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <table border="1" data-bbox="2018 1113 2122 1816"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤^{※1}, ⑤^{※2}, ⑤^{※3}, ⑤^{※4}</td> <td>制限弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^{※5}, ⑤^{※6}, ⑤^{※7}, ⑤^{※8}, ⑤^{※9}</td> <td>排水弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。 ○^{※1}～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第1.8-6図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） 概要図（1／2）</p>	操作手順	弁名称	⑤ ^{※1} , ⑤ ^{※2} , ⑤ ^{※3} , ⑤ ^{※4}	制限弁	⑤ ^{※5} , ⑤ ^{※6} , ⑤ ^{※7} , ⑤ ^{※8} , ⑤ ^{※9}	排水弁	<p>備考</p> <p>相違理由⑩</p>
操作手順	弁名称							
⑤ ^{※1} , ⑤ ^{※2} , ⑤ ^{※3} , ⑤ ^{※4}	制限弁							
⑤ ^{※5} , ⑤ ^{※6} , ⑤ ^{※7} , ⑤ ^{※8} , ⑤ ^{※9}	排水弁							

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

操作手順	井名称
⑤	タービン建屋負荷速断弁
⑥※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑥※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑦※1	下部ドライウエル注水流量調節弁
⑦※2	下部ドライウエル注水ライン隔離弁
⑩※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑩※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)

第1.8.5図 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水/海水） 概要図

東海第二

操作手順	井名称
⑦※1, ⑧※1, ⑩※1, ⑩※2	格納容器下部注水系ベデスタル注水井
⑧※2	格納容器下部注水系ベデスタル注水ライン隔離弁
⑦※3	格納容器下部注水系ベデスタル注水ライン流量調整弁

第1.8-6図 格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水/海水） 概要図（2/2）

備考

相違理由⑮

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
<p>格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)</p>	<p>要員(数)</p> <p>中央制御室運転員 A、B 2</p> <p>現場運転員 C、D 2</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90</p> <p>系統構成完了35分</p> <p>通信連絡設備準備、電源確保 バイパス流防止措置、系統構成 移動、電源確保 移動、遠隔手動弁操作設備による系統構成(非管理区域)</p>	<p>備考</p>	
<p>第 1.8.6 図 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水) (系統構成) タイムチャート</p>				
<p>【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m】</p>				
<p>【ペデスタル(ドライウエル部)水位確保】</p>				
<p>【原子炉圧力容器破損後のペデスタル(ドライウエル部)への注水】</p>				
<p>第1.8-7図 格納容器下部注水系(可搬型)によるペデスタル(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) タイムチャート(1/4)</p>				
<p>相違理由⑮ 相違理由⑳</p>				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

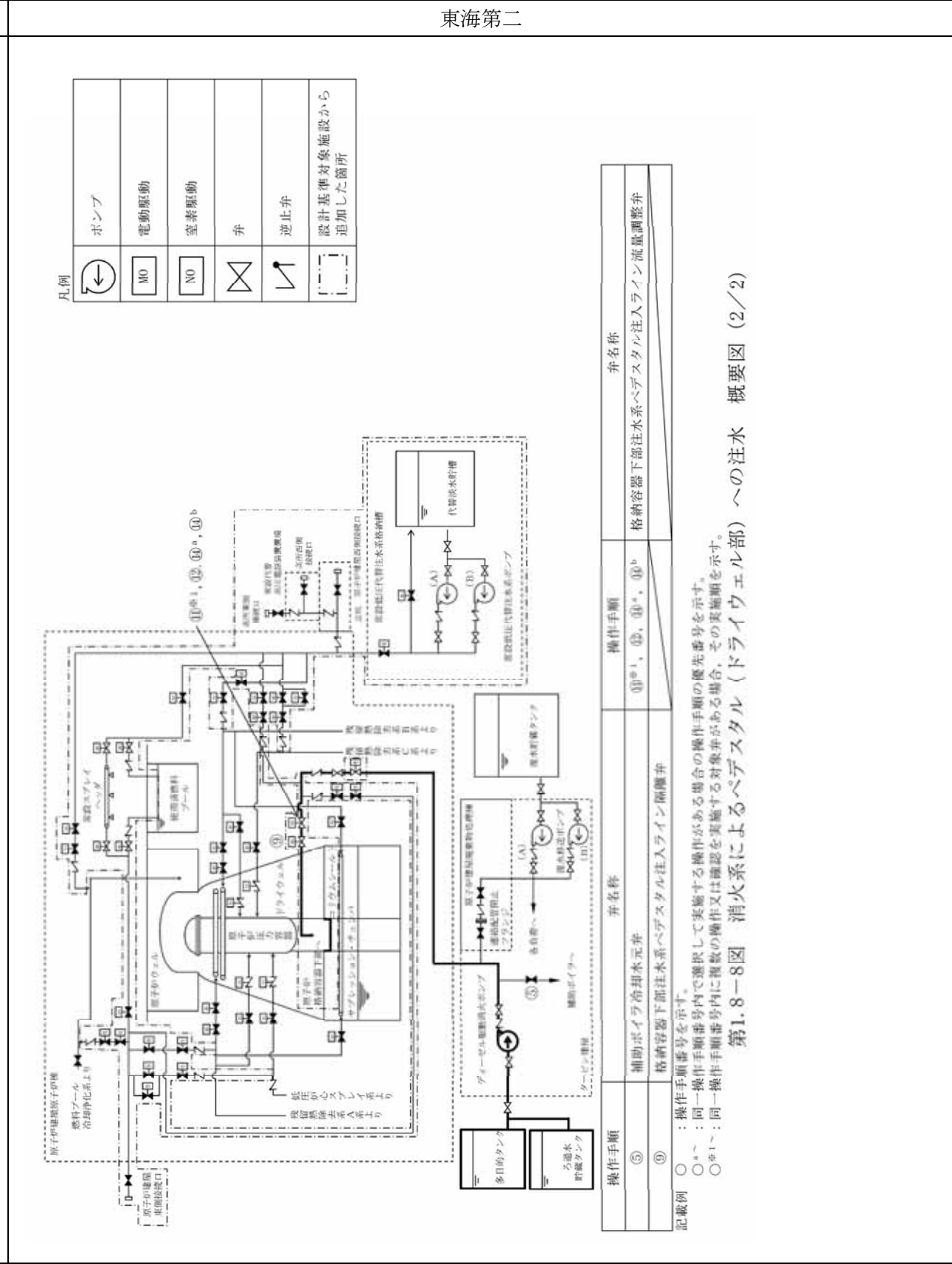
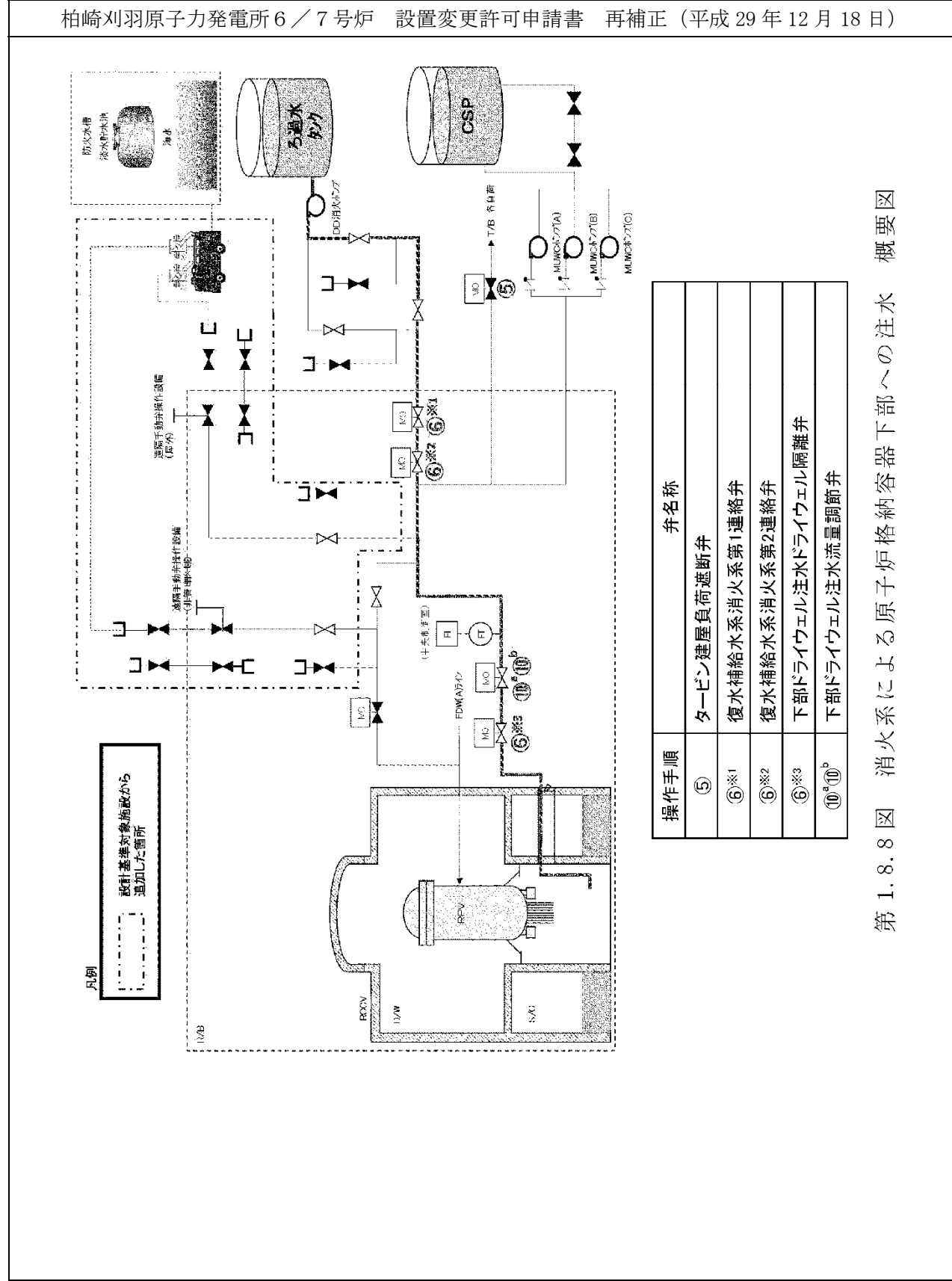
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	
<p>手順の項目</p> <p>可搬型代替注水泵による送水 [送水時、格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等] ※1 5号炉東側第二保管廊下の可搬型代替注水泵(A-2機)を使用した場合、120分以内で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管廊下の移動は、10分と想定する。 ※3 90m³/hにて120分注水。 ※4 RPP破損が確認されてから注水開始までの時間。</p>	

第 1.8.7 図 格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)
 (可搬型代替注水泵による送水) タイムチャート (2/3)

東海第二		備考
<p>【ホース敷設 (代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口) の場合は 542m】</p>		<p>相違理由⑮ 相違理由⑳</p>
<p>【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】</p>		<p>相違理由⑮ 相違理由⑳</p>

第1.8-7図 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) タイムチャート (3/4)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】



備考

相違理由⑧

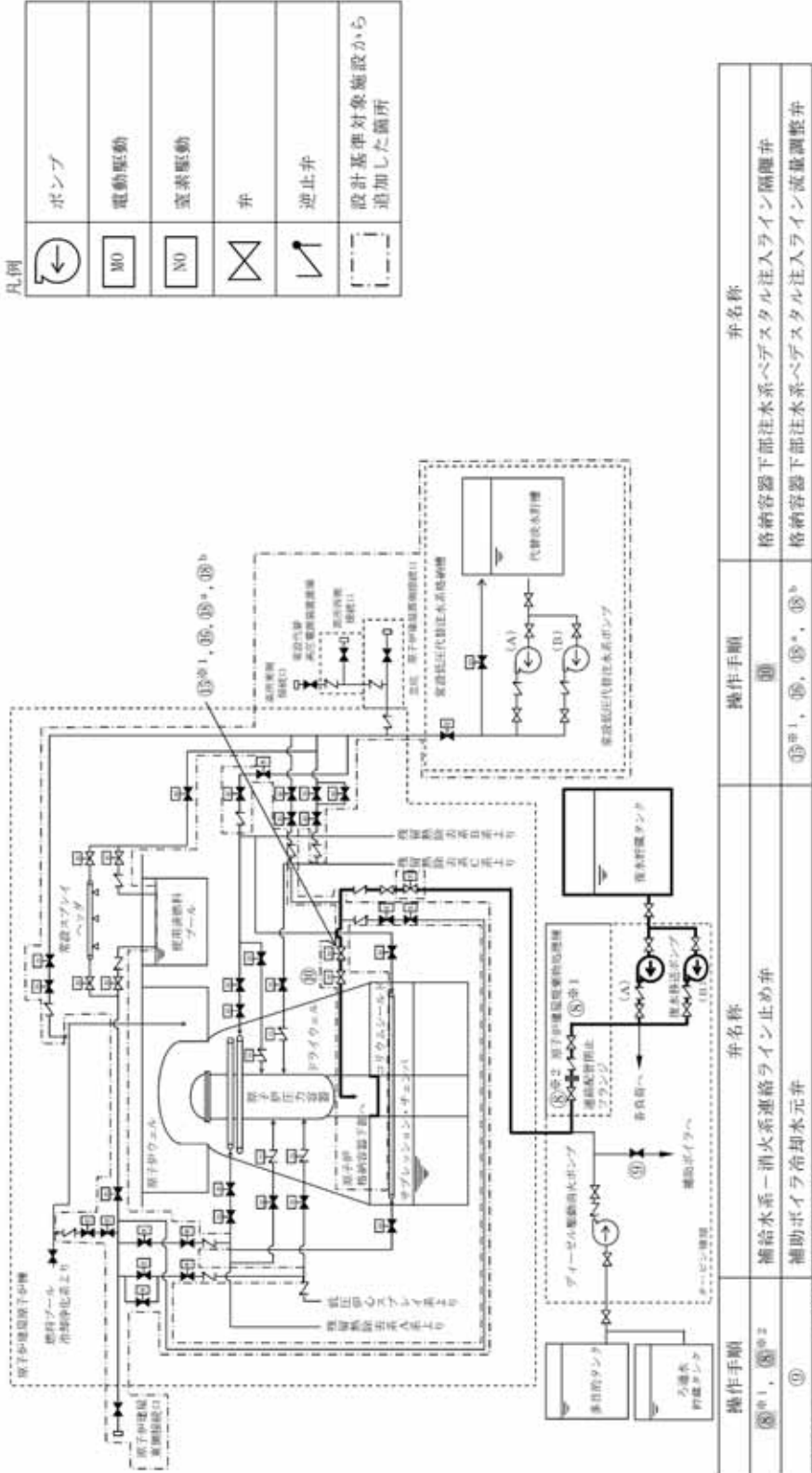
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
手順の項目 消火系による原子炉格納容器下部への注水	要員(数)	経過時間(分)		備考
	中央制御室運転員A, B	原子炉格納容器下部への注水(初期水張り) 30分 ※2 原子炉格納容器下部への注水(注水継続) 5分 ※2 ※1 90m ³ /hにて120分注水 ※2 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間。		
	現場運転員C, D	運転員等(当班運転員)(中央制御室) 必要注水室到達後注水停止 RPV破損後の注水開始(注水継続)		
	5号炉運転員	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
第1.8.9図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート				
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
消火系によるペデスタル(ドライウエル部)への注水	2	運転員等(当班運転員)(中央制御室) 必要注水室到達後注水停止 RPV破損後の注水開始(注水継続)		
現場運転員C, D	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
5号炉運転員	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
第1.8-9図 消火系によるペデスタル(ドライウエル部)への注水 タイムチャート				
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
消火系によるペデスタル(ドライウエル部)への注水	2	運転員等(当班運転員)(中央制御室) 必要注水室到達後注水停止 RPV破損後の注水開始(注水継続)		
現場運転員C, D	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
5号炉運転員	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
【原子炉圧力容器破損後のペデスタル(ドライウエル部)への注水】				
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
消火系によるペデスタル(ドライウエル部)への注水	2	運転員等(当班運転員)(中央制御室) 必要注水室到達後注水停止 RPV破損後の注水開始(注水継続)		
現場運転員C, D	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
5号炉運転員	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
【ペデスタル(ドライウエル部)水位確保】				
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
消火系によるペデスタル(ドライウエル部)への注水	2	運転員等(当班運転員)(中央制御室) 必要注水室到達後注水停止 RPV破損後の注水開始(注水継続)		
現場運転員C, D	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
5号炉運転員	2	運転員等(当班運転員)(現場) 移動、電源確保 消火ポンプ起動		
第1.8-9図 消火系によるペデスタル(ドライウエル部)への注水 タイムチャート				
				相違理由⑳

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

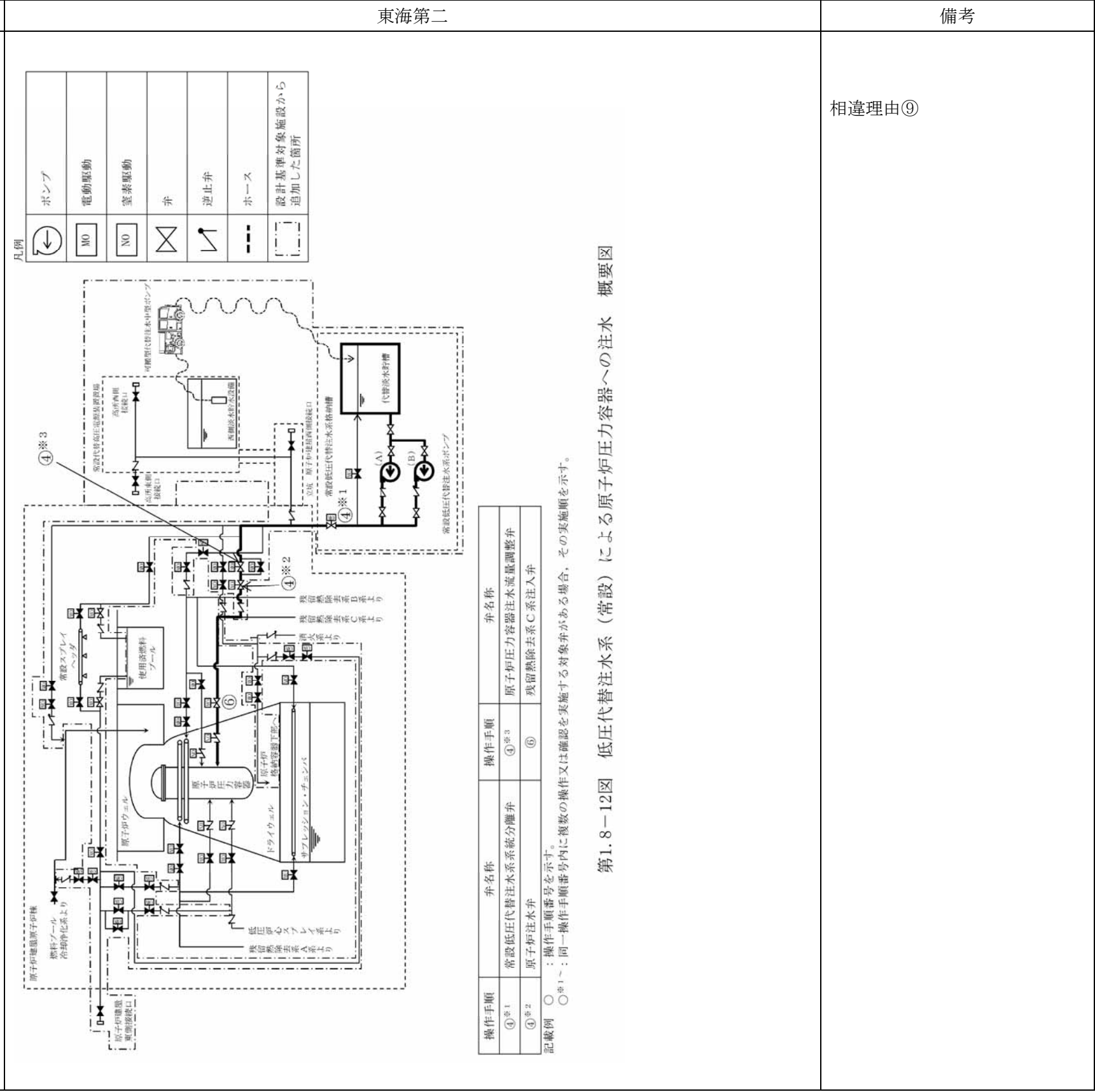
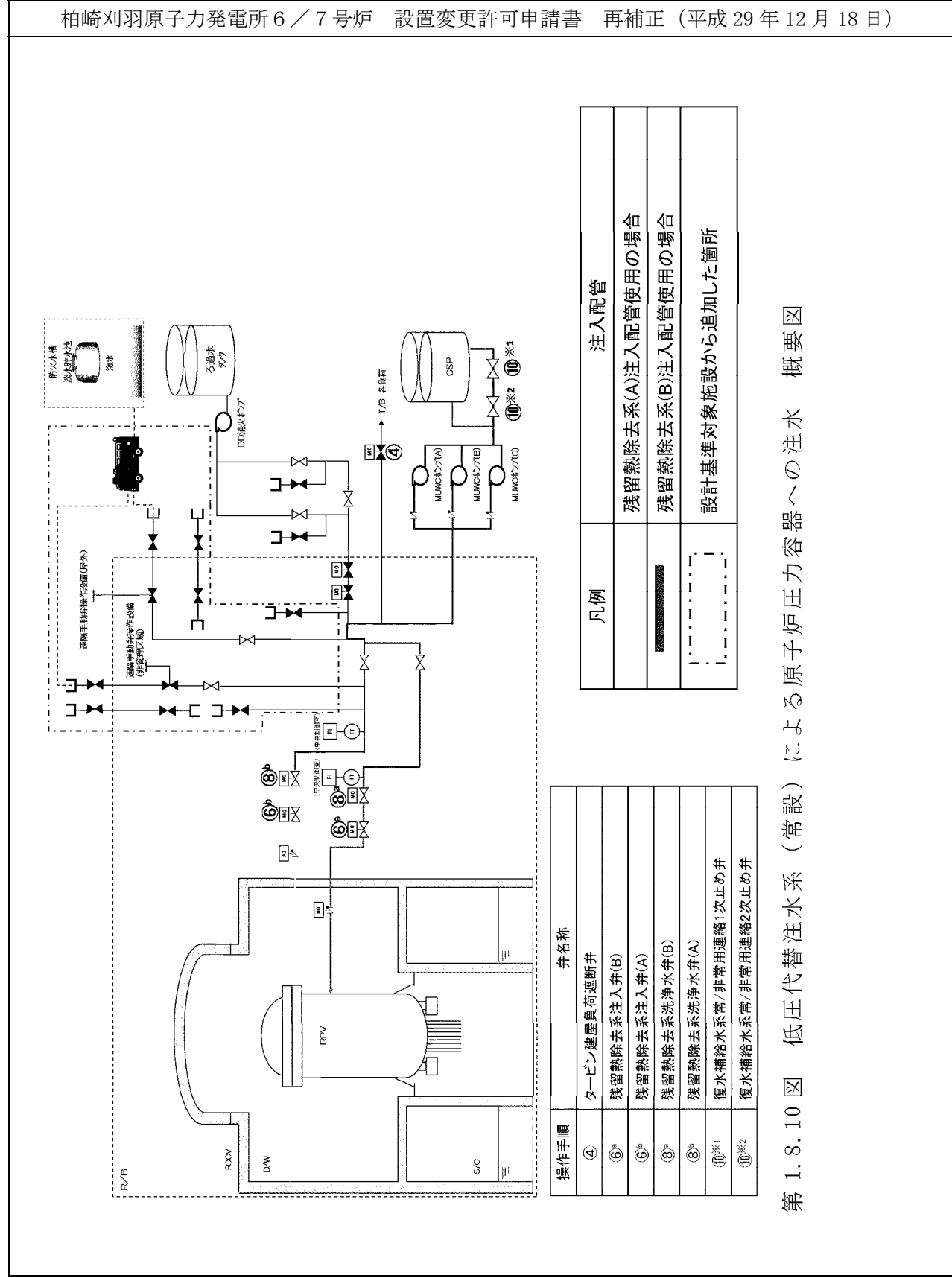
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考						
	<p>凡例 □ 設計基準対象施設から追加した箇所</p> <p>① 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>② 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>③ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>④ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>⑤ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①, ②, ③, ④</td> <td>制限弁</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>排水弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号内に複数の操作又は確認を實施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 ○*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を實施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p>第1.8-10図 補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図（1/2）</p>	操作手順	弁名称	①, ②, ③, ④	制限弁	⑤	排水弁	相違理由②⑩
操作手順	弁名称							
①, ②, ③, ④	制限弁							
⑤	排水弁							

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																			
	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;">  <p style="text-align: center;">凡例</p> <table border="1" style="margin-bottom: 10px;"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 30%;">弁名称</th> <th style="width: 50%;">操作手順</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤^a1、⑤^b2</td> <td>補給水系-消火系連絡ライン止め弁</td> <td>⑤^a1、⑤^b1、⑤^a、⑤^b</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>補助ボイラ冷却水元弁</td> <td>格納容器下部注水系へデズタル注入ライン隔離弁 格納容器下部注水系へデズタル注入ライン流量調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例</p> <ul style="list-style-type: none"> ○：操作手順番号を示す。 ○^a、○^b：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。 ○^a1、○^b1：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。 <p style="text-align: center;">第1.8-10図 補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水 概要図（2/2）</p> </div>		ポンプ		電動駆動		弁		逆止弁		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	操作手順	⑤ ^a 1、⑤ ^b 2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑤ ^a 1、⑤ ^b 1、⑤ ^a 、⑤ ^b	⑥	補助ボイラ冷却水元弁	格納容器下部注水系へデズタル注入ライン隔離弁 格納容器下部注水系へデズタル注入ライン流量調整弁	<p>相違理由②</p>
	ポンプ																				
	電動駆動																				
	弁																				
	逆止弁																				
	設計基準対象施設から追加した箇所																				
操作手順	弁名称	操作手順																			
⑤ ^a 1、⑤ ^b 2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑤ ^a 1、⑤ ^b 1、⑤ ^a 、⑤ ^b																			
⑥	補助ボイラ冷却水元弁	格納容器下部注水系へデズタル注入ライン隔離弁 格納容器下部注水系へデズタル注入ライン流量調整弁																			

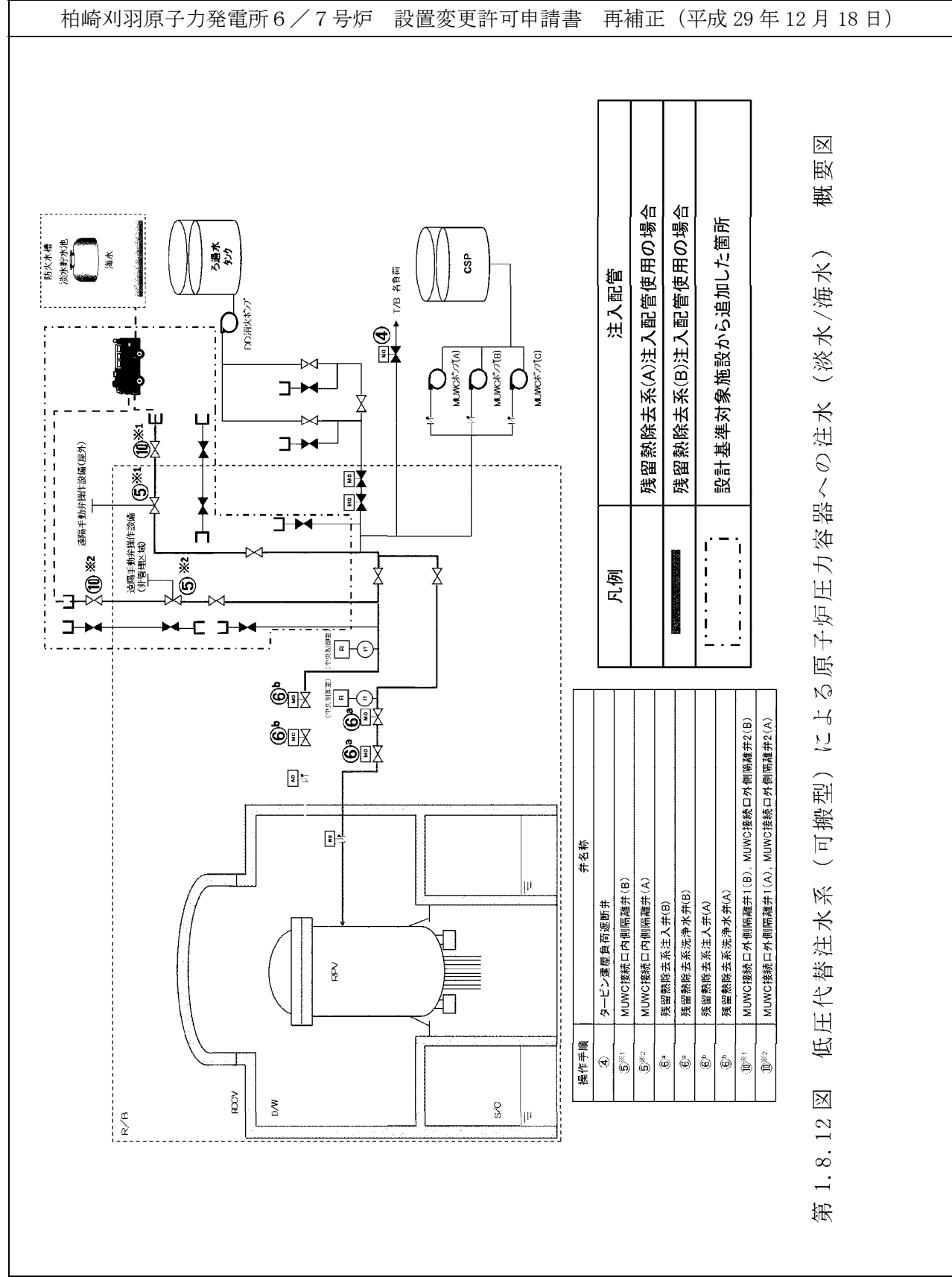
【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>経過時間（分）</p> <p>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120</p> <p>備考</p> <p>手順の項目</p> <p>実施箇所・必要要員数</p> <p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1</p> <p>必要負荷の電源切替え操作</p> <p>排水弁開操作</p> <p>系統構成, 注水開始操作</p> <p>108分</p> <p>運転員等（当直運転員）（現場） 2</p> <p>移動</p> <p>系統構成</p> <p>重大事故等対応要員 4</p> <p>移動, 連絡配管閉止フランジ切替え</p>	相違理由②
	<p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>経過時間（分）</p> <p>1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12</p> <p>備考</p> <p>手順の項目</p> <p>実施箇所・必要要員数</p> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）の水位1.05m到達</p> <p>5分 ペDESTAL（ドライウエル部）への注水停止</p> <p>注水停止操作</p> <p>運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1</p>	
	<p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>経過時間（分）</p> <p>0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5 5 5.5 6</p> <p>備考</p> <p>手順の項目</p> <p>実施箇所・必要要員数</p> <p>ベント管より排水後, ペDESTAL（ドライウエル部）の水位1.0m到達</p> <p>2分 ベント管より排水停止確認</p> <p>排水弁自動閉確認</p> <p>運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1</p>	
	<p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】</p> <p>補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水</p> <p>経過時間（分）</p> <p>0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5 5 5.5 6</p> <p>備考</p> <p>手順の項目</p> <p>実施箇所・必要要員数</p> <p>ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さ確認</p> <p>1分 ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じた注水</p> <p>注水開始操作</p> <p>運転員等（当直運転員）（中央制御室） 1</p> <p>【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】</p> <p>第1.8-11図 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 タイムチャート</p>	

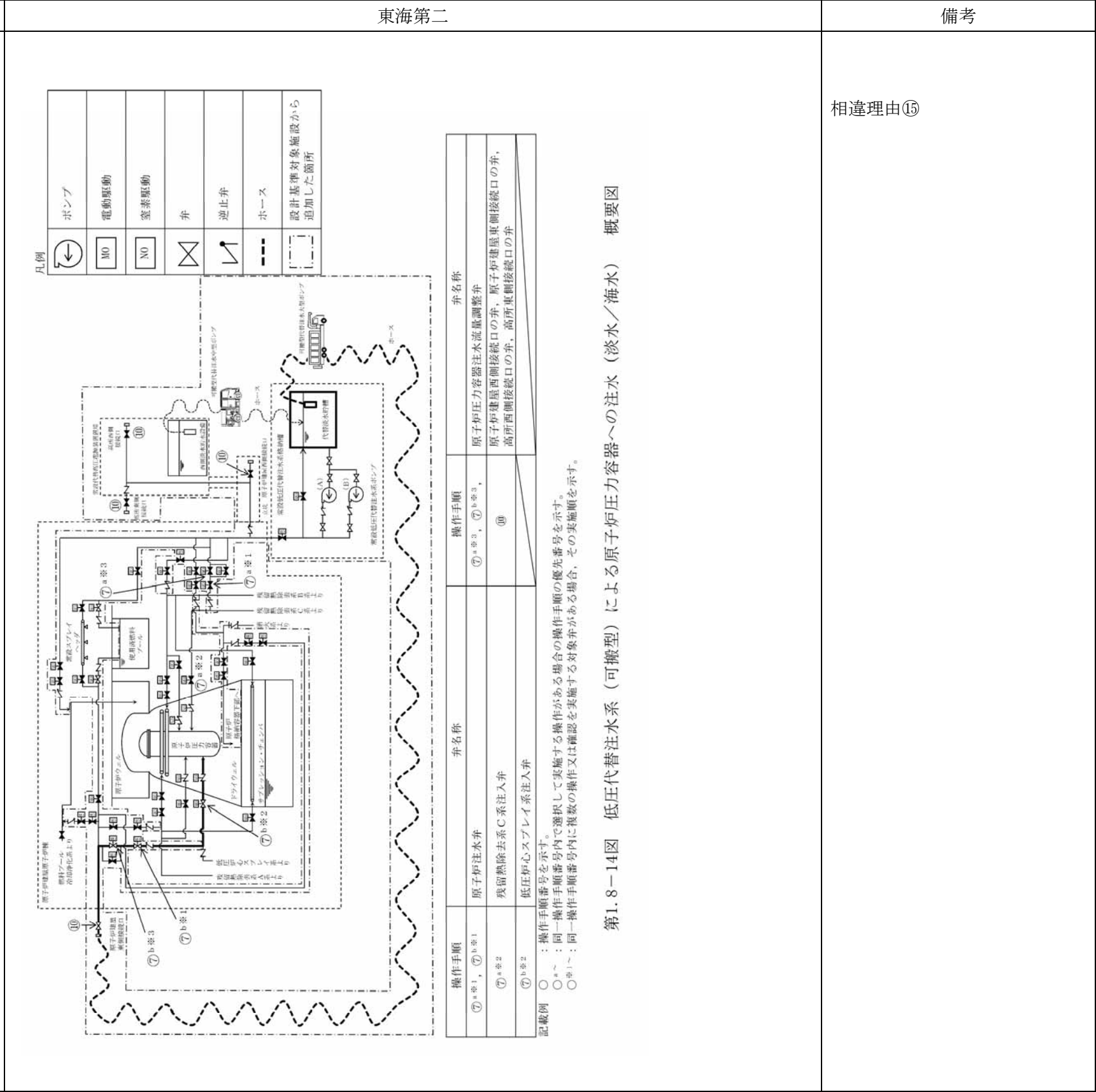


【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二	備考																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th> <th>10</th> <th>15</th> <th>20</th> <th>25</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2"> 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 (残留熱法系(A)又は(B)注入配管使用) </td> <td rowspan="2"> 中央制御室運転員 A, B 2 </td> <td colspan="5"> 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 12分 </td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="5"> 通信連絡設備確認, 電源確認 バイパス流防止装置, ホンフ起動 系統構成 注水開始, 注水状況確認 移動, CSP水調機係 </td> </tr> <tr> <td></td> <td> 現場運転員 C, D 2 </td> <td colspan="5"></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考	5	10	15	20	25	低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 (残留熱法系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2	低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 12分						通信連絡設備確認, 電源確認 バイパス流防止装置, ホンフ起動 系統構成 注水開始, 注水状況確認 移動, CSP水調機係						現場運転員 C, D 2							<p>第 1.8.11 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 タイムチャート</p>		
手順の項目			要員(数)	経過時間(分)					備考																												
	5	10		15	20	25																															
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 (残留熱法系(A)又は(B)注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B 2	低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 12分																																			
		通信連絡設備確認, 電源確認 バイパス流防止装置, ホンフ起動 系統構成 注水開始, 注水状況確認 移動, CSP水調機係																																			
	現場運転員 C, D 2																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要要員数</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th> <th>10</th> <th>15</th> <th>20</th> <th>25</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2"> 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 </td> <td rowspan="2"> 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2 </td> <td colspan="5"> 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 7分 </td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="5"> 必要な負荷の電源切替え操作 系統構成, 注水開始操作 </td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)					備考	5	10	15	20	25	低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2	低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 7分						必要な負荷の電源切替え操作 系統構成, 注水開始操作					<p>第 1.8-13 図 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 タイムチャート</p>		相違理由⑳								
手順の項目			実施箇所・必要要員数	経過時間(分)					備考																												
	5	10		15	20	25																															
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 2	低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 7分																																			
		必要な負荷の電源切替え操作 系統構成, 注水開始操作																																			



第1.8.12図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水/海水） 概要図



備考
 相違理由⑮

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	
手順の項目	経過時間(分)
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)	10 20 30 40 50 60 70 80 90
要員(数)	系統構成完了 20分
中央制御室運転員 A、B	2
現場運転員 C、D	2
通信・送電設備準備、電源確認 バイパス流防止措置、系統構成 移動、送電手動弁操作設備による系統構成(非管理区域)	
備考	

第1.8.13 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)
 (系統構成) タイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	
手順の項目	経過時間(分)
可搬型代替注水ポンプによる送水 【防火水槽を水源とした場合】	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130
要員(数)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 125分 ※1
緊急時対策要員	3※1
5号炉原子炉格納容器内緊急時対策所～原燃高台検査場昇降機 可搬型代替注水ポンプ(A-2線)2号の緊急性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-2線)3号の緊急性確認 送水準備	
備考	

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、緊急時対策要員2名で105分以内で可能である。
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第1.8.14 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)
 (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (1/3)

東海第二	
手順の項目	経過時間(分)
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130
要員(数)	系統構成完了 20分
中央制御室運転員 A、B	2
現場運転員 C、D	2
通信・送電設備準備、電源確認 バイパス流防止措置、系統構成 移動、送電手動弁操作設備による系統構成(非管理区域)	
備考	

第1.8-15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)
 (西側淡水貯水設備から高所西側接続口) の場合(70m)

【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合(412m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m)

第1.8-15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) タイムチャート (1/2)

備考	
相違理由⑮	
相違理由⑳	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)									
<table border="1"> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">可搬型代替注水ポンプによる送水 [淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※1 あらかじめ監視してあるホースが使用できる場合]</td> <td>緊急時対策要員 2</td> <td>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員 2</td> <td></td> </tr> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	可搬型代替注水ポンプによる送水 [淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※1 あらかじめ監視してあるホースが使用できる場合]	緊急時対策要員 2	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140	緊急時対策要員 2		<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～若原東側保管場所へ移動※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動→淡水貯水池移動 貯水池出口開閉 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動→貯水池出口開閉 送水ホース及び消防ホース接続準備 送水 送水</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～若原東側保管場所へ移動※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の搬入準備 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動→配置 送水準備 送水</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							
可搬型代替注水ポンプによる送水 [淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※1 あらかじめ監視してあるホースが使用できる場合]	緊急時対策要員 2	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140							
	緊急時対策要員 2								
<p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合、約120分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。</p>	<p>第 1.8.14 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2/3）</p>								

東海第二														
<table border="1"> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （低圧炉心スプレイ配管を使用した原子炉格納容器下部の注水の場合）</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450 460 470 480 490 500 510 520 530 540 550 560 570 580 590 600 610 620 630 640 650 660 670 680 690 700 710 720 730 740 750 760 770 780 790 800 810 820 830 840 850 860 870 880 890 900 910 920 930 940 950 960 970 980 990 1000</td> <td>必要な員数の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース組込み、移動（消側保管場所～代替注水貯槽周辺）、ホース搬送 代替注水貯槽周辺、ポンプ設置 ホース搬送 ホース接続 送水準備、注水開始操作 送水</td> <td>代替注水貯槽からの送水</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員 8</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （低圧炉心スプレイ配管を使用した原子炉格納容器下部の注水の場合）	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450 460 470 480 490 500 510 520 530 540 550 560 570 580 590 600 610 620 630 640 650 660 670 680 690 700 710 720 730 740 750 760 770 780 790 800 810 820 830 840 850 860 870 880 890 900 910 920 930 940 950 960 970 980 990 1000	必要な員数の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース組込み、移動（消側保管場所～代替注水貯槽周辺）、ホース搬送 代替注水貯槽周辺、ポンプ設置 ホース搬送 ホース接続 送水準備、注水開始操作 送水	代替注水貯槽からの送水	重大事故等 対応要員 8				<p>【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m、ホース敷設（西側淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】</p>
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考											
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （低圧炉心スプレイ配管を使用した原子炉格納容器下部の注水の場合）	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450 460 470 480 490 500 510 520 530 540 550 560 570 580 590 600 610 620 630 640 650 660 670 680 690 700 710 720 730 740 750 760 770 780 790 800 810 820 830 840 850 860 870 880 890 900 910 920 930 940 950 960 970 980 990 1000	必要な員数の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース組込み、移動（消側保管場所～代替注水貯槽周辺）、ホース搬送 代替注水貯槽周辺、ポンプ設置 ホース搬送 ホース接続 送水準備、注水開始操作 送水	代替注水貯槽からの送水										
	重大事故等 対応要員 8													
<table border="1"> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （低圧炉心スプレイ配管を使用した原子炉格納容器下部の注水の場合）</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td>10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450 460 470 480 490 500 510 520 530 540 550 560 570 580 590 600 610 620 630 640 650 660 670 680 690 700 710 720 730 740 750 760 770 780 790 800 810 820 830 840 850 860 870 880 890 900 910 920 930 940 950 960 970 980 990 1000</td> <td>必要な員数の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース組込み、移動（消側保管場所～代替注水貯槽周辺）、ホース搬送 代替注水貯槽周辺、ポンプ設置 ホース搬送 ホース接続 送水準備、注水開始操作 送水</td> <td>西側淡水貯槽からの送水</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員 8</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （低圧炉心スプレイ配管を使用した原子炉格納容器下部の注水の場合）	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450 460 470 480 490 500 510 520 530 540 550 560 570 580 590 600 610 620 630 640 650 660 670 680 690 700 710 720 730 740 750 760 770 780 790 800 810 820 830 840 850 860 870 880 890 900 910 920 930 940 950 960 970 980 990 1000	必要な員数の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース組込み、移動（消側保管場所～代替注水貯槽周辺）、ホース搬送 代替注水貯槽周辺、ポンプ設置 ホース搬送 ホース接続 送水準備、注水開始操作 送水	西側淡水貯槽からの送水	重大事故等 対応要員 8				<p>第1.8-15図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） タイムチャート（2/2）</p>
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考											
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （低圧炉心スプレイ配管を使用した原子炉格納容器下部の注水の場合）	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450 460 470 480 490 500 510 520 530 540 550 560 570 580 590 600 610 620 630 640 650 660 670 680 690 700 710 720 730 740 750 760 770 780 790 800 810 820 830 840 850 860 870 880 890 900 910 920 930 940 950 960 970 980 990 1000	必要な員数の電源切替え操作 系統構成 準備 ホース組込み、移動（消側保管場所～代替注水貯槽周辺）、ホース搬送 代替注水貯槽周辺、ポンプ設置 ホース搬送 ホース接続 送水準備、注水開始操作 送水	西側淡水貯槽からの送水										
	重大事故等 対応要員 8													

備考	
相違理由⑮	
相違理由⑳	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 15%; text-align: center;">手順の項目</td> <td style="width: 15%; text-align: center;">要員(名)</td> <td style="width: 70%;"></td> <td style="width: 10%; text-align: center;">備考</td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> 可搬型代替注水ポンプによる送水 [送水ポンプの稼働開始時刻を、送水ポンプの稼働開始時刻から送水ポンプの稼働開始時刻までの時間として算出する。] </td> <td style="vertical-align: top;"> 緊急時対応要員 6名 [緊急時対応要員 6名] </td> <td style="text-align: center;"> </td> <td style="vertical-align: top;"> 緊急時対応要員が確保されている。 緊急時対応要員が確保されている。 緊急時対応要員が確保されている。 </td> </tr> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 10px;"> 注1 緊急時対応要員16名では、0分～110分までの送水期間中は、7号炉への送水開始まで約15分程度で可能である。 緊急時対応要員16名では、0分～110分までの送水期間中は、0分～110分までの送水開始まで約15分程度で可能である。 </p> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;"> 第1.8.14 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水） （可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート（3/3） </p>	手順の項目	要員(名)		備考	可搬型代替注水ポンプによる送水 [送水ポンプの稼働開始時刻を、送水ポンプの稼働開始時刻から送水ポンプの稼働開始時刻までの時間として算出する。]	緊急時対応要員 6名 [緊急時対応要員 6名]		緊急時対応要員が確保されている。 緊急時対応要員が確保されている。 緊急時対応要員が確保されている。		相違理由⑳
手順の項目	要員(名)		備考							
可搬型代替注水ポンプによる送水 [送水ポンプの稼働開始時刻を、送水ポンプの稼働開始時刻から送水ポンプの稼働開始時刻までの時間として算出する。]	緊急時対応要員 6名 [緊急時対応要員 6名]		緊急時対応要員が確保されている。 緊急時対応要員が確保されている。 緊急時対応要員が確保されている。							

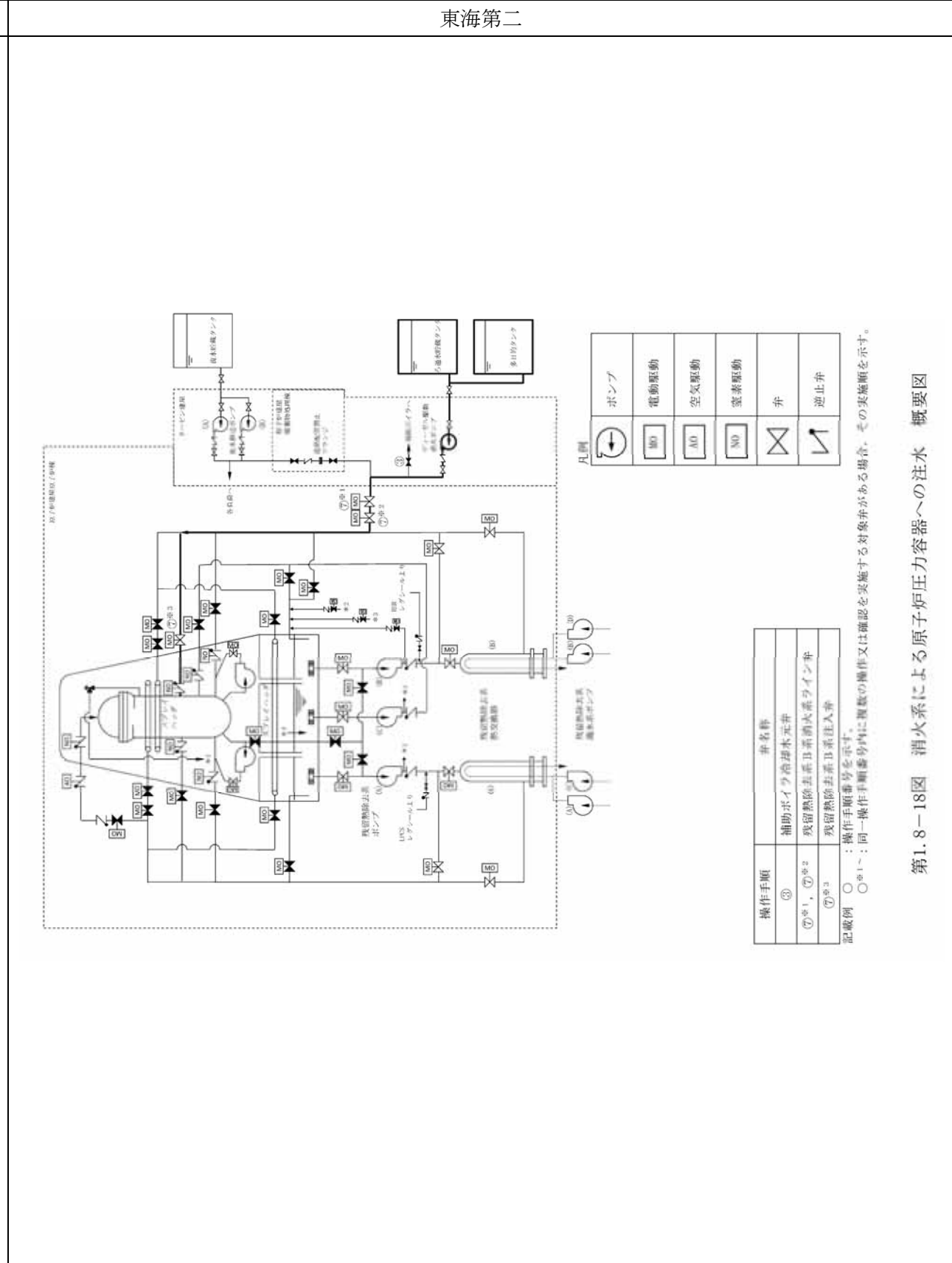
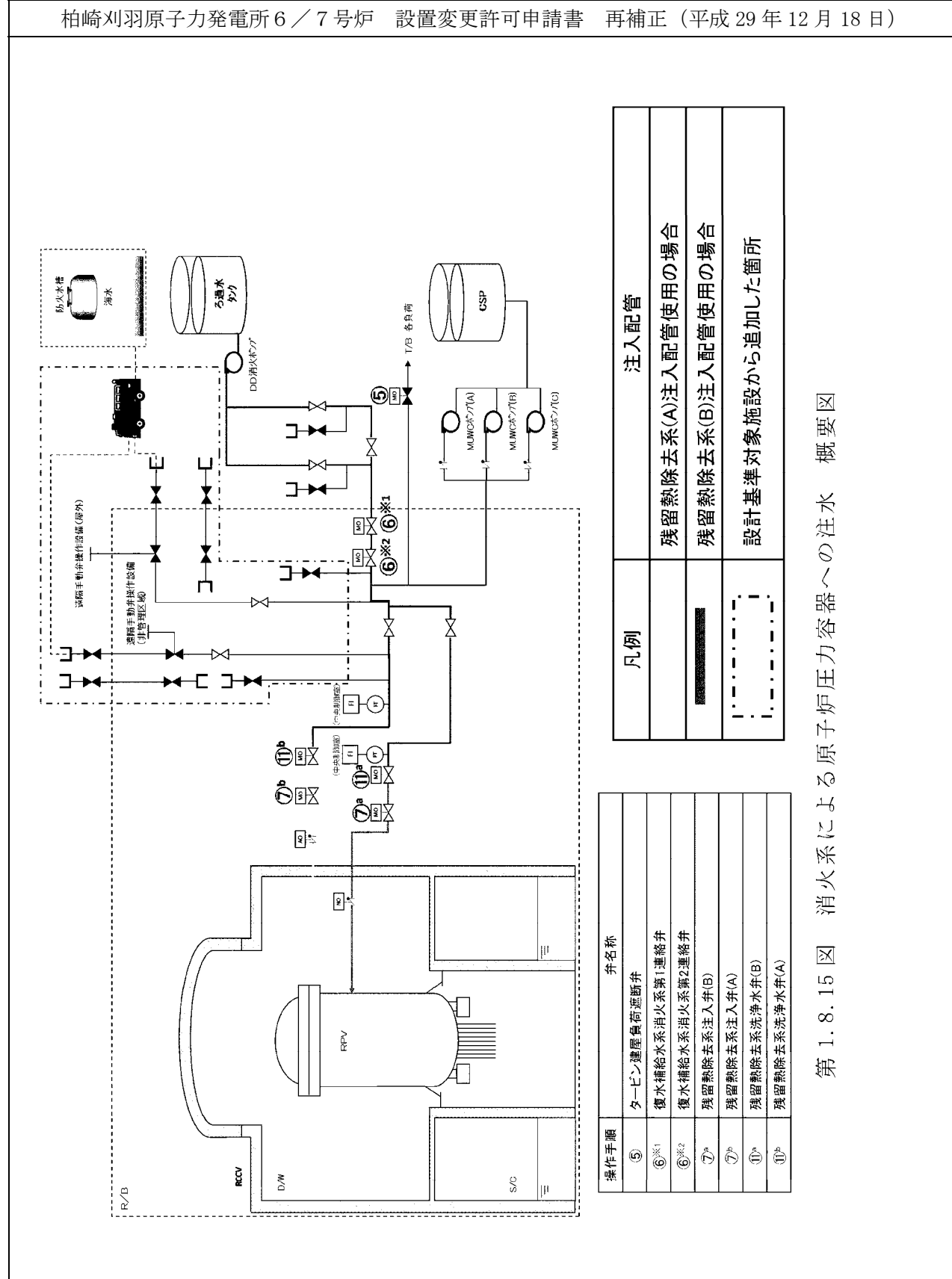
【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																		
	<div style="text-align: center;"> </div> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④^{*1}</td> <td>残留熱除去系A系注水配管分離弁</td> </tr> <tr> <td>④^{*2}</td> <td>残留熱除去系A系ミニフロー弁</td> </tr> <tr> <td>④^{*3}</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A)出口弁</td> </tr> <tr> <td>④^{*4}</td> <td>残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^{*1}</td> <td>代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^{*2}, ⑧^{*3}</td> <td>代替循環冷却系A系テスト弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^{*1}</td> <td>残留熱除去系A系注入弁</td> </tr> <tr> <td>⑧^{*2}</td> <td>代替循環冷却系A系注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p>	操作手順	弁名称	④ ^{*1}	残留熱除去系A系注水配管分離弁	④ ^{*2}	残留熱除去系A系ミニフロー弁	④ ^{*3}	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁	④ ^{*4}	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁	⑤ ^{*1}	代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁	⑤ ^{*2} , ⑧ ^{*3}	代替循環冷却系A系テスト弁	⑧ ^{*1}	残留熱除去系A系注入弁	⑧ ^{*2}	代替循環冷却系A系注入弁	<p>相違理由③</p>
操作手順	弁名称																			
④ ^{*1}	残留熱除去系A系注水配管分離弁																			
④ ^{*2}	残留熱除去系A系ミニフロー弁																			
④ ^{*3}	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁																			
④ ^{*4}	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁																			
⑤ ^{*1}	代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁																			
⑤ ^{*2} , ⑧ ^{*3}	代替循環冷却系A系テスト弁																			
⑧ ^{*1}	残留熱除去系A系注入弁																			
⑧ ^{*2}	代替循環冷却系A系注入弁																			
<p>第1.8-16図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図</p>																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1329 399 2457 640" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1350 640 2433 693">※1：代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉圧力容器への注水については、注水開始まで41分以内で可能である。</p> <p data-bbox="1350 777 2433 882">第1.8-17図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート</p>	<p data-bbox="2507 409 2626 441">相違理由③</p>



備考

相違理由⑱

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
手順の項目 消火系による原子炉圧力容器への注水 （残留熱除去系(A)又は(B)注水配管使用）	要員(数)	経過時間(分)		備考
	中央制御室運転員 A、B	30分 消火系による原子炉圧力容器への注水		
	現場運転員 C、D	通達連絡設備準備、電源確保確認 系統構成、バイパス流防止処置 注水開始、注水状況確認		
	5号炉運転員	電源確保 消火ポンプ起動		
第1.8.16図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート				
手順の項目 消火系による原子炉圧力容器への注水	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)		備考
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	消火系による原子炉圧力容器への注水 5分		
	運転員等 (当直運転員) (現場)	系統構成、注水開始操作 移動、系統構成		
第1.8-19図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート				
				相違理由⑳

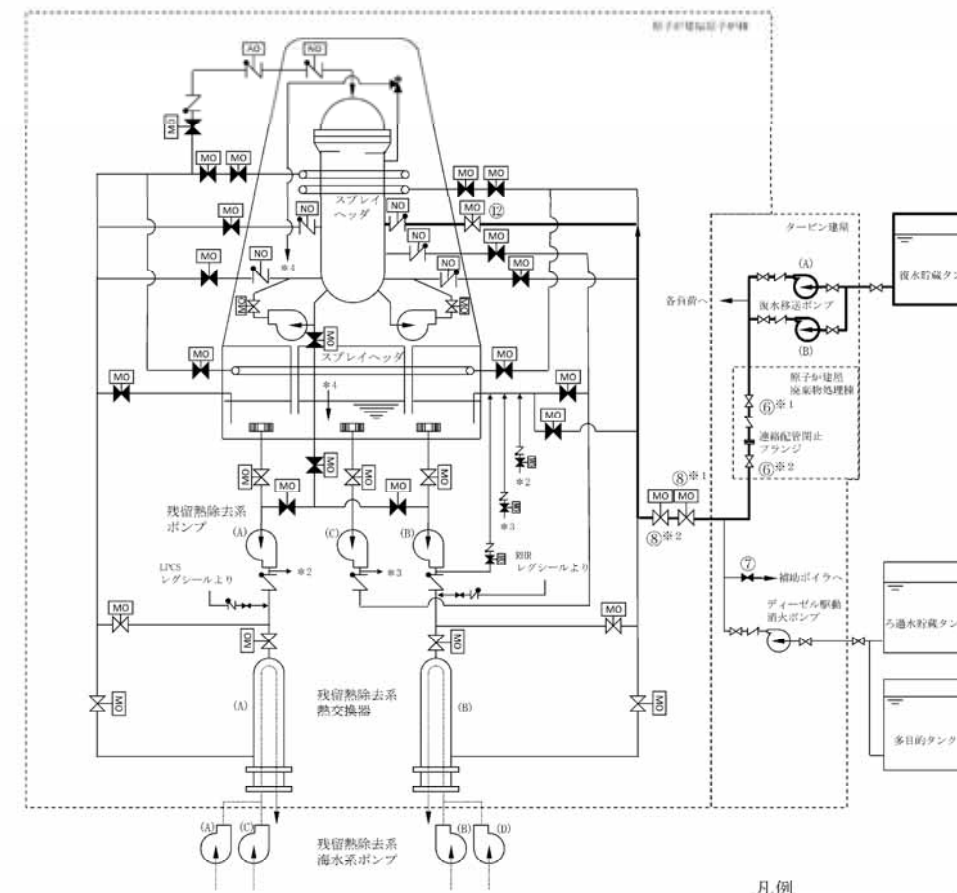
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考



操作手順	弁名称
⑥*1, ⑥*2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑦	補助ボイラ冷却水元弁
⑧*1, ⑧*2	残留熱除去系B系消火系ライン弁
⑫	残留熱除去系B系注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁

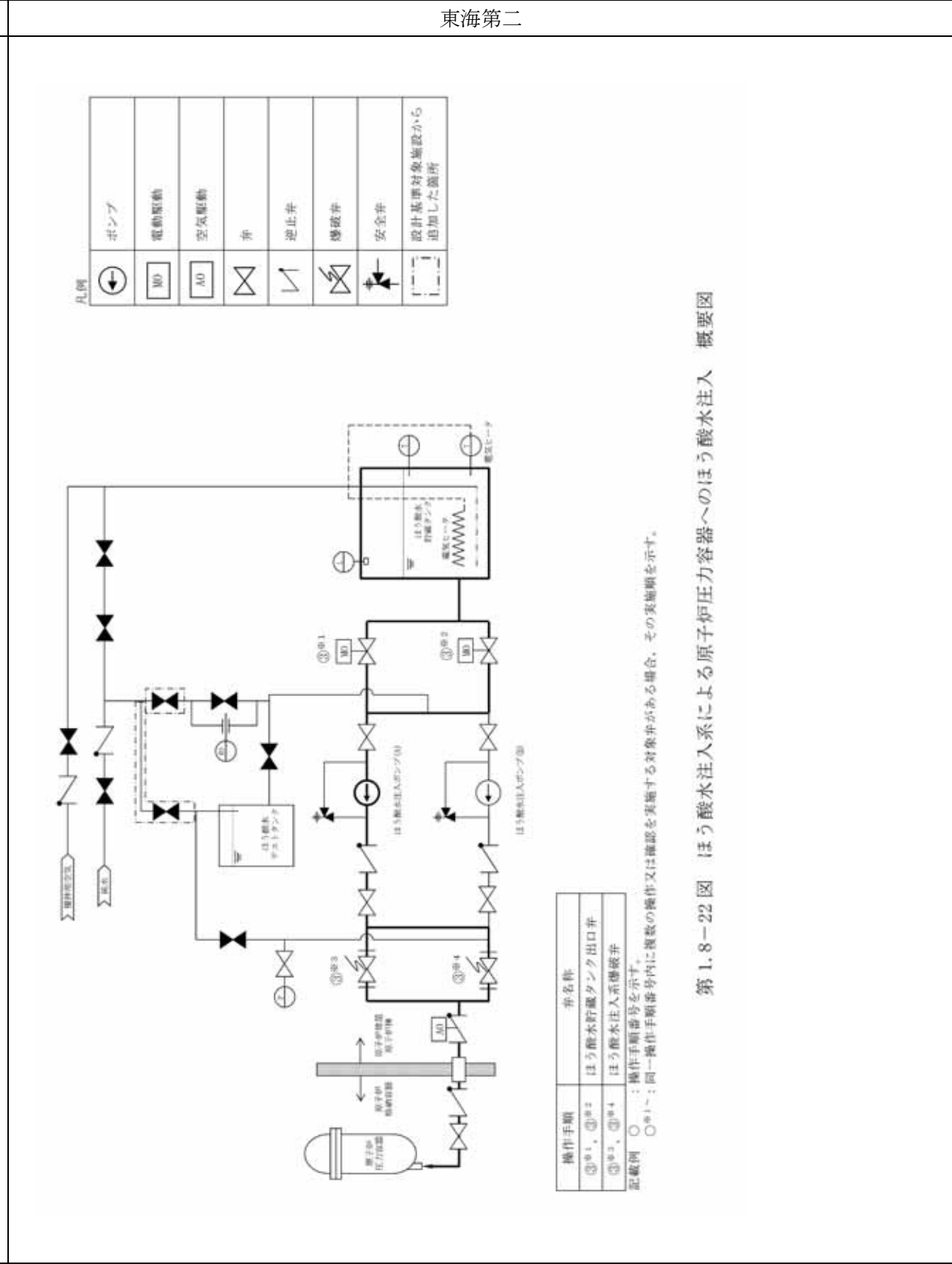
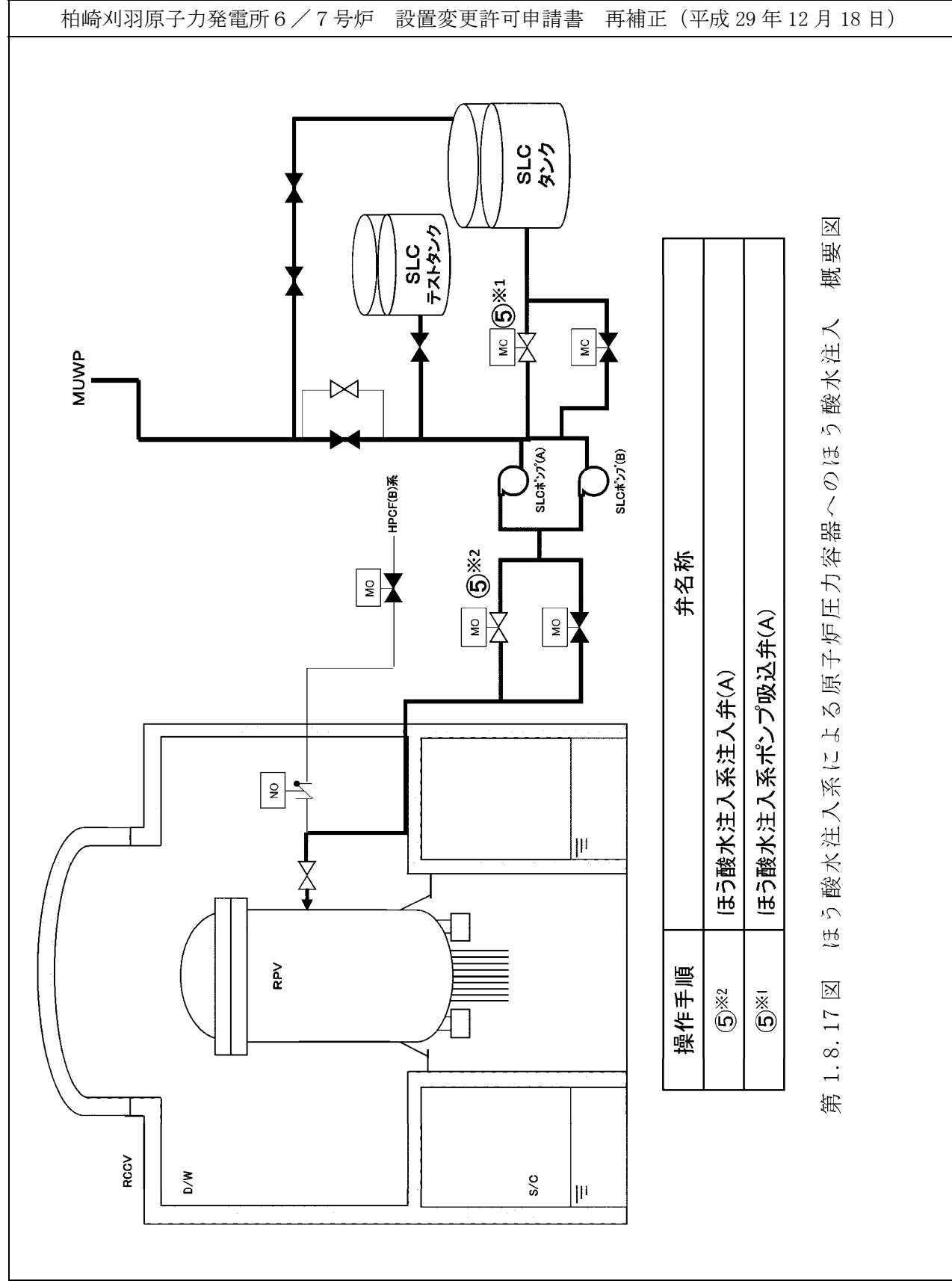
相違理由②

第1.8-20図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考														
	<div data-bbox="1329 394 2445 735" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート</caption> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">補給水系による原子炉压力容器への注水</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td>110分</td> <td>系統構成、注水開始操作</td> </tr> <tr> <td>運転員等 (当直運転員) (現場) 2</td> <td>40分</td> <td>移動</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員 4</td> <td>70分</td> <td>移動、連絡配管閉止フランジ切替</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="1380 787 2389 829">第1.8-21図 補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート</p>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考	補給水系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	110分	系統構成、注水開始操作	運転員等 (当直運転員) (現場) 2	40分	移動	重大事故等 対応要員 4	70分	移動、連絡配管閉止フランジ切替	<p data-bbox="2493 399 2641 441">相違理由②</p>
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考													
補給水系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	110分	系統構成、注水開始操作													
	運転員等 (当直運転員) (現場) 2	40分	移動													
	重大事故等 対応要員 4	70分	移動、連絡配管閉止フランジ切替													



備考

【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二	備考																																																																																																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への ほう酸水注入 (ほう酸水貯蔵タンク使用)</td> <td>20分 ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>準備確認、電源確認</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>ポンプ起動、ほう酸水注入開始</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>中央制御室運転員 A, B 2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>現場運転員 C, D 2</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	10	20	30	40	50	60	70	80	90	ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への ほう酸水注入 (ほう酸水貯蔵タンク使用)	20分 ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始													準備確認、電源確認													ポンプ起動、ほう酸水注入開始														中央制御室運転員 A, B 2														現場運転員 C, D 2													<p>第 1.8.18 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要要員数</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>0.5</th><th>1</th><th>1.5</th><th>2</th><th>2.5</th><th>3</th><th>3.5</th><th>4</th><th>4.5</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう酸水注入</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：ほう酸水注入系A系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については、注入開始まで2分以内で可能である。</p>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう酸水注入	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1													<p>第 1.8-23 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート</p>	<p>相違理由⑳</p>
手順の項目			要員(数)	経過時間(分)										備考																																																																																																																				
	10	20		30	40	50	60	70	80	90																																																																																																																								
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器への ほう酸水注入 (ほう酸水貯蔵タンク使用)	20分 ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始																																																																																																																																	
	準備確認、電源確認																																																																																																																																	
	ポンプ起動、ほう酸水注入開始																																																																																																																																	
	中央制御室運転員 A, B 2																																																																																																																																	
	現場運転員 C, D 2																																																																																																																																	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考																																																																																																																						
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5																																																																																																																								
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほう酸水注入	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1																																																																																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>・損傷炉心の冷却未達成 ・原子炉圧力容器の破損を判断</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>交流電源あり</p> <p>代替交流電源設備による交流電源確保</p> <p>復水貯蔵槽使用可</p> <p>重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災の発生なし</p> <p>ろ過水タンク使用可</p> <p>優先① 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水※</p> <p>優先② 消火系による原子炉格納容器下部への注水※</p> <p>優先③ 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水※</p> <p>※【損傷炉心の冷却が未達成の場合】 原子炉格納容器下部への初期水張りを実施 【原子炉圧力容器の破損を判断した場合】 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の冠水冷却を実施</p> <p>第1.8.19図 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) ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>・炉心損傷を判断 ・原子炉圧力容器の破損を判断</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>交流動力電源あり</p> <p>代替交流電源設備による交流動力電源確保</p> <p>代替淡水貯蔵水源使用可能</p> <p>重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない</p> <p>ろ過水貯蔵タンク多目的タンク水源使用可能</p> <p>復水貯蔵タンク水源使用可能</p> <p>優先① 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水※</p> <p>優先② 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水※</p> <p>優先③ 補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水※</p> <p>優先④ 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水※</p> <p>※【炉心損傷を判断した場合】 ペDESTAL（ドライウェル部）水位確保を実施 【原子炉圧力容器の破損を判断した場合】 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水を実施</p> <p>第1.8-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>※1 格納炉心の冷却が未達成と判断した場合は、「(1) 原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の冷却」の対応手段選択フローチャートに従い原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</p> <p>※2 全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>※3 注入配管優先順位 優先①残留熱除去系(B)注入配管 優先②残留熱除去系(A)注入配管</p>	<p>(2) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止</p> <p>【凡例】 : プラント状態 : 操作・確認 : 判断 : 重大事故等対処設備</p> <p>※1 炉心損傷を判断した場合は、「ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却」の対応手段選択フローチャートに従いペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作を開始する。</p> <p>※2 全ての注水手段に併せて実施する。</p> <p>※3 代替循環冷却系優先順位 優先①代替循環冷却系A系 優先②代替循環冷却系B系</p>	

第1.8.19 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

第1.8-24 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.9.1 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 a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備 (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視 (d) 代替電源による必要な設備への給電 (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.9.2 重大事故等時の手順 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</p>	<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.9.1 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 a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備 (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視 (d) 代替電源による必要な設備への給電 (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.9.2 重大事故等時の手順 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給</p>	<p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。 東二は気体名として「ガス」は記載しない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</u></p> <p>b. <u>耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</u></p>	<p>(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>a. <u>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化</u></p> <p>b. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出</u></p>	<p>東二は格納容器圧力逃がし装置内に残留した可燃性ガスによる爆発を防ぐため原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）で置換する手段を記載する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない。柏崎は格納容器圧力逃がし装置が使用出来ない場合の手段として耐圧強化ベント系を使用して原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を実施する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <p>(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</p> <p>a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視</p> <p>b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</p> <p>1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <p>(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</p> <p>a. 格納容器内水素濃度（SA）<u>及び格納容器内酸素濃度（SA）</u>による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</p> <p>b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</p> <p>1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>東二は既設の格納容器雰囲気モニタの水素濃度及び酸素濃度を自主対策設備として位置付けていることから、重大事故等対処設備として新設の格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）を設置する。柏崎は、既設の格納容器内雰囲気計装の水素濃度及び酸素濃度を重大事故等対処設備として位置付けている。なお、格納容器内水素濃度(SA)についても新たに設置する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。 (2) PWRのうち必要な原子炉 a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。 (3) BWR及びPWR共通 a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。 (2) PWRのうち必要な原子炉 a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。 (3) BWR及びPWR共通 a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う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>相違理由② 東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.9.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</u></p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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五十二条及び技術基準規則第六十七条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、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1.9.1表に整理する。</p>	<p>1.9.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食（以下「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等」という。）</u>により発生する水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※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五十二条及び技術基準規則第六十七条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、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1.9-1表に整理する。</p>	<p>東二はジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により水素の発生を考慮していることから、金属腐食についても記載している。</p> <p>相違理由②</p> <p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっている。</p> <p>原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不活性ガス系 <p>また、中長期的に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。</p>	<p>a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p><u>i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化</u></p> <p>原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素）により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態としており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素及び酸素により原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）が封入された状態となっている。</u></p> <p>原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不活性ガス系 ・<u>原子炉格納容器</u> <p><u>ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給する手段がある。</u></p>	<p>東二は表題を記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二はジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により水素の発生を考慮していることから、金属腐食についても記載。また、格納容器ベントが実施されるまで不活性ガス（窒素）が封入されていることを記載。</p> <p>不活性ガス系による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備を記載している。</p> <p>東二は表題を記載。</p> <p>東二は炉心損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の酸素濃度上昇を抑制するために窒素を供給し、格納容器ベント遅延を図る。柏崎は原子炉格納容器の負圧破損防止及び可燃性ガス濃度を低減させるために窒素を供給する手段を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。</p> <p>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型格納容器窒素供給設備 <p>(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p><u>i. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。</p>	<p>この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。</p> <p>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型窒素供給装置 ・不活性ガス系配管・弁 ・原子炉格納容器 <p>(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p><u>i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由① 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備を記載している。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。 相違理由⑧</p> <p>見出し記号の附番ルールの相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。 東二は耐圧強化ベントを期待しないことから「等」を削除 相違理由②</p> <p>相違理由② 相違理由⑤</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>これらの対応手段及び設備は、「<u>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</u>」における「<u>耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「<u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>」にて選定する対応手段及び設備と同様である。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置水素濃度 	<p>これらの対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「<u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>」及び「<u>現場操作</u>」にて選定する対応手段及び設備と同様である。</p> <p><u>なお、格納容器圧力逃がし装置内を可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）にて、原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時にける水素爆発を防止する。</u></p> <p>(i) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化</u> <u>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型窒素供給装置</u> ・<u>格納容器圧力逃がし装置</u> ・<u>燃料給油設備</u> <p>(ii) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出</u> 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力逃がし装置 ・フィルタ装置出口放射線モニタ <u>（高レンジ・低レンジ）</u> ・フィルタ装置<u>入口</u>水素濃度 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型代替直流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>東二は中央制御室から遠隔操作ができない場合の対応手段について整備することから、現場操作の対応手段及び設備を記載している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>東二の格納容器圧力逃がし装置内の不活性化は、重大事故等に用いる手段ではないため、不活性化の実施時期を記載。</p> <p>東二は表題を記載。 相違理由③</p> <p>東二は表題を記載。 相違理由②</p> <p>相違理由① 相違理由①</p> <p>第53条の記載に合せて整理。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>耐圧強化ベント系（W/W）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・<u>耐圧強化ベント系（W/W）</u> ・<u>可搬型窒素供給装置</u> ・<u>ホース・接続口</u> ・<u>耐圧強化ベント系放射線モニタ</u> ・<u>フィルタ装置水素濃度</u> <p>ii. <u>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。</p> <p>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 	<p>(iii) <u>遠隔人力操作機構による現場操作</u></p> <p><u>遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>遠隔人力操作機構</u> <p>(iv) <u>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。</p> <p>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ ・<u>可燃性ガス濃度制御系加熱器</u> ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・<u>可燃性ガス濃度制御系冷却器</u> ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁 ・残留熱除去系 ・<u>非常用交流電源設備</u> ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由① 東二は使用する設備を明確に記載</p> <p>相違理由① 東二は使用する設備を明確に記載</p> <p>第53条の記載に合わせて整理。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。</p> <p><u>i. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視</u></p> <p>原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度(SA) <p><u>ii. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</u></p> <p>原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 <p>(d) 代替電源による必要な設備への給電 上記「(b)炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や「(c)水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。</p>	<p>(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を測定し、監視する手段がある。</p> <p><u>i) 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</u></p> <p>原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度(SA) ・格納容器内酸素濃度(SA) ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p><u>ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</u></p> <p>原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・ホース ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>(d) 代替電源による必要な設備への給電 上記「(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や「(c)水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。</p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥⑨ 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥ 第53条の記載に合わせて整理。</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>東二は格納容器雰囲気モニタの冷却水に海水を使用する。柏崎は補機冷却水を使用する。</p> <p>第53条の記載に合わせて整理。</p> <p>東二で使用する設備は交流電源の為、直流電源喪失の考慮は不要</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>代替電源設備による必要な設備への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 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型直流電源設備</u> ・<u>代替所内電気設備</u> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、<u>格納容器圧力逃がし装置、サブプレッション・チェンバ、耐圧強化ベント系（W/W）、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度、可搬型窒素供給装置、ホース・接続口及び耐圧強化ベント系放射線モニタ</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、<u>格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、<u>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、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>代替電源設備による必要な設備への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 ・<u>燃料給油設備</u> <p>(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置、不活性ガス系配管・弁及び原子炉格納容器</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出で使用する設備のうち、<u>格納容器圧力逃がし装置、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、フィルタ装置入口水素濃度、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及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、<u>格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備のうち、<u>常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p>	<p>第53条の記載に合わせて整理。</p> <p>東二で使用する設備は交流電源の為、直流電源設備は不要</p> <p>東二は常設代替交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載</p> <p>東二は原子炉格納容器内の可燃性ガス（酸素濃度）が上昇した場合において、可燃限界未満に維持する必要があるため、対応手段の設備を記載</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は確認レンジを詳細に記載、相違理由①</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由①⑥</p> <p>東二で使用する設備は交流電源の為、直流電源設備は不要</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系 <p>炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。</p> 可搬型格納容器窒素供給設備 <p>発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要であるが、その後の安定状態において、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減できることから、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系 <p>炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素の処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力及び温度まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。</p> 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度 <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴い格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は使用できない場合があるが、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し、かつ電源等が復旧し、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の使用が可能となれば、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。</p> 可搬型代替注水大型ポンプ、ホース <p>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度が使用可能となれば、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。</p> 	<p>相違理由② 相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>東二の格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、使用圧力及び温度に制限があるため自主対策設備の位置付けとする。</p> <p>東二は格納容器雰囲気モニタによる格納容器内水素濃度、格納容器内酸素濃度の冷却水確保の手段の一つとして使用可能であれば自主対策設備の位置付けとして使用する。</p> <p>東二は原子炉格納容器内の可燃性ガス（酸素濃度）が上昇した場合において、可燃限界未満に維持する必要があるため、重大事故等対処設備として位置付ける。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p><u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である不活性ガス系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する方法として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため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、<u>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（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）</u>、AM設備別操作手順書及び<u>多様なハザード対応手順に定める（第1.9.1表）</u>。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9.2表、第1.9.3表）。</p>	<p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保している。よって、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。</p> <p>東二の可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化は、原子炉起動前に実施するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、不活性ガス系と同様に記載。</p> <p>東二は「技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が重大事故の対応に当たることとしている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>整備する対応手順書名の相違相違理由⑦</p> <p>運転員等の定義を追記。</p> <p>なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である不活性ガス系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する方法として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。また、「1.9.1(2) a. (b) i) (i) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化</u>」として使用する設備である可搬型窒素供給装置は、原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化する方法として使用する設備であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため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、<u>運転員等※2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Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.9-1表）</u>。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9-2表、第1.9-3表）。</p> <p>※2 <u>運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</u></p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.9.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順</p> <p>(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。</p> <p>これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。</p>	<p>1.9.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順</p> <p>(1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で発生する水素により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。</p> <p>これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。</p> <p><u>概要図を第1.9-3図に示す。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化の概要図を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 <u>中長期的に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型格納容器窒素供給設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の<u>除熱を開始した場合^{*2}</u>。</p> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2: <u>代替循環冷却系又は残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。</u></p>	<p>b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 <u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、<u>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合。</u></p> <p>※1: <u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p>	<p>相違理由①② 東二は原子炉格納容器における水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置を整備する。柏崎は中長期的な原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに可燃性ガス濃度を低減するために整備する。</p> <p>相違理由② 東二は判断基準として原子炉格納容器内の酸素濃度とし、柏崎はサプレッション・チェンバ・プール水温度指示値を定める。</p> <p>相違理由① 東海第二では 10 倍を含めて炉心損傷と判断するため「以上」としている。以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>相違理由① 東二は、炉心損傷が発生した場合に原子炉格納容器内へ窒素を供給することにより原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を抑制し、格納容器ベントを遅延する。柏崎は原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素供給を実施し、可燃性ガス濃度を低減させる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第1.9.2図に、タイムチャートを第1.9.3図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。</u></p> <p>②当直長は、<u>当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬型格納容器窒素供給設備の準備を依頼する。</u></p> <p>③緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に可搬型格納容器窒素供給設備の準備を指示する。</u></p> <p>④現場運転員 C 及び D は、<u>可搬型格納容器窒素供給設備を接続するための準備作業を実施する。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋近傍に可搬型格納容器窒素供給設備を移動させる。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>可燃性ガス濃度制御系配管に可搬型格納容器窒素供給設備を接続する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-4図に、タイムチャートを第1.9-5図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>災害対策本部長代理に原子炉格納容器への窒素供給の準備開始を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）への窒素供給をするための接続口を報告する。なお、格納容器窒素供給ライン接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。</u></p> <p>③災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置をS／C側用に1台、D／W側用に1台を準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を指示する。</u></p> <p>④重大事故等対応要員は、<u>可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。</u></p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由①② 相違理由⑦</p> <p>相違理由②⑬</p> <p>柏崎固有の記載</p> <p>東二は接続口が複数あり優先順位を記載</p> <p>相違理由①⑬ 東二は、可搬型窒素供給装置1台（200Nm³/h）による原子炉格納容器への窒素供給で酸素濃度上昇抑制が出来ない場合、可搬型窒素供給装置2台（400Nm³/h）での窒素注入を実施することにより、酸素濃度上昇を抑制することが可能なため、必要な手順を整備している。</p> <p>東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由①⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦緊急時対策要員は、可搬型大容量窒素供給装置を起動する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、窒素ガス供給ユニットD/W側止め弁又は窒素ガス供給ユニットS/C側止め弁を全開し、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨当直副長は、格納容器ベントによる水素ガス及び酸素ガスの排出を実施した場合、又はサブレーション・チェンバ・プール水温度指示値が104℃以下になる前に、中央制御室運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう指示する。</p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、可燃性ガス濃度制御系入口第一、第二隔離弁又は可燃性ガス濃度制御系出口第一、第二隔離弁を全開し、窒素ガスを原子炉格納容器に供給する。</p>	<p>⑤重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を起動する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給の準備が完了したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑦発電長は、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度が、原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給基準である4.0vol%に到達したことを確認し、災害対策本部長代理に原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給を依頼する。</p> <p>⑧災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給開始を指示する。</p> <p>⑨重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を全開とし、窒素を原子炉格納容器（S/C側）に供給を開始したことを、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑩発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度指示値を確認し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇傾向の場合は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給の追加を依頼する。</p>	<p>相違理由①⑬</p> <p>相違理由⑪⑬</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑬</p> <p>原子炉格納容器（S/C側）の窒素供給判断を記載している。</p> <p>相違理由②⑬</p> <p>柏崎は窒素供給基準をサブレーション・チェンバ・プール水温にて判断している。</p> <p>相違理由⑬⑭</p> <p>相違理由②⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>東二は、可搬型窒素供給装置1台（200Nm³/h）による原子炉格納容器への窒素供給で酸素濃度上昇抑制が出来ない場合、可搬型窒素供給装置2台（400Nm³/h）での窒素注入を実施することにより、酸素濃度上昇を抑制することが可能なため、必要な手順を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑩^a原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向の場合 <u>災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給開始を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を開始する。なお、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達するまで可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を継続する。その後、運転員等は中央制御室にて、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑩^b原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向でない場合 <u>可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給をドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達するまで継続し、運転員等は中央制御室にて、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑪発電長は、災害対策本部長代理に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを報告し、原子炉格納容器への窒素供給停止を依頼する。</p> <p>⑫災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器への窒素供給停止を指示する。</p> <p>⑬重大事故等対応要員は、原子炉格納容器への窒素供給を停止するため、⑩^aにより原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）へ窒素供給をしていた場合は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を全閉とする。また、⑩^bにより原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給を継続した場合は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を全閉とする。なお、重大事故等対応要員は、原子炉格納容器（S/C側）又は原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を停止した後、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に報告する。</p> <p>⑭発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。</p>	<p>東二は、可搬型窒素供給装置1台（200Nm³/h）による原子炉格納容器への窒素供給で酸素濃度上昇抑制が出来ない場合、可搬型窒素供給装置2台（400Nm³/h）での窒素注入を実施することにより、酸素濃度上昇を抑制することが可能なため、必要な手順を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑩^a原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過している場合 <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑩^b原子炉格納容器内の酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過していない場合 <u>運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。また、災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給を開始する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度指示値の傾向に応じて、以下の操作を実施する。</u></p> <p>i) 原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向の場合 <u>災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給開始を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を開始する。その後、運転員等は中央制御室にて、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達したことを発電長に報告する。また、重大事故等対応要員は、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を全閉とし、原子炉格納容器への窒素供給を停止する。</u></p> <p>ii) 原子炉格納容器内の酸素濃度上昇傾向でない場合 <u>運転員等は中央制御室にて、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達したことを発電長に報告する。また、重大事故等対応要員は、窒素ガス補給弁（S/C側）を全閉とし、原子炉格納容器への窒素供給を停止する。</u></p> <p>⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント判断基準である4.3vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑬発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。</p>	<p>東二は、可搬型窒素供給装置1台（200Nm³/h）による原子炉格納容器への窒素供給で酸素濃度上昇抑制が出来ない場合、可搬型窒素供給装置2台（400Nm³/h）での窒素注入を実施することにより、酸素濃度上昇を抑制することが可能なため、必要な手順を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑩^aサプレッション・プール水温度指示値が100℃未満の場合 <u>発電長は災害対策本部長代理に、原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を依頼する。なお、原子炉格納容器への窒素供給停止前に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を実施していた場合は、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を依頼する。</u></p> <p>⑩^bサプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合 <u>発電長は、運転員等に外部水源である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長代理に原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を依頼する。なお、原子炉格納容器への窒素供給停止前に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を実施していた場合は、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を依頼する。</u></p> <p>⑪災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給開始を指示する。</p> <p>⑫^a原子炉格納容器への窒素供給停止前の操作が⑪^a又は⑩^b i)により可搬型窒素供給装置2台で実施した場合 <u>重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を全開とし、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）への窒素供給を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑫^b原子炉格納容器への窒素供給停止前の操作が⑪^b又は⑩^b ii)により可搬型窒素供給装置1台で実施した場合 <u>重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（D/W側）を全開とし、原子炉格納容器（D/W側）への窒素供給を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器へ窒素供給を開始したことを報告する。</p> <p>⑭発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。</p>	<p>東二は、可搬型窒素供給装置1台（200Nm³/h）による原子炉格納容器への窒素供給で酸素濃度上昇抑制が出来ない場合、可搬型窒素供給装置2台（400Nm³/h）での窒素注入を実施することにより、酸素濃度上昇を抑制することが可能なため、必要な手順を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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）、現場運転員2名及び緊急時対策要員16名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで約480分で可能である。</p> <p>なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作において、作業開始を判断してから原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給の場合】</p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、135分以内で可能である。</p> <p>【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給の場合】</p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、115分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。</p>	<p>相違理由⑬</p> <p>東二は使用する格納容器窒素供給ライン接続口に対しての所要時間を示している。</p> <p>相違理由①⑬</p> <p>東二は屋外にてホース等の接続があるため現場の作業性について記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、二次隔離弁については、一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p>	<p>(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止</p> <p>a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）にて、原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員等は中央制御室待避室へ待避し中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）によりプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、第一弁を全閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①⑩</p> <p>東二は設備名を記載 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合^{※2}。</u></p> <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2: 炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p>	<p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合^{※2}で、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合。</u></p> <p>※1: <u>ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>※2: 炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p>	<p>水素燃焼を防止するために設定した格納容器ベント判断基準</p> <p>相違理由⑫</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.4図に、タイムチャートを第1.9.5図に示す。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順は「1.7.2.1(1) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。また、原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ）の操作手順は「1.5.2.1(1) a. (b) 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ）」にて整備する。</p> <p>ウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）の場合（ドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）の場合、手順⑫以外は同様）</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限を越えている場合はドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-6図に、タイムチャートを第1.9-7図に示す</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置補機類の操作手順は「1.7.2.1(1) b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。</p> <p>【S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑦以外は同様）】</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器圧力逃がし装置によるS/C側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員等に指示する（S/C側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。</p> <p>②発電長は、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備開始を報告する。</p> <p>③運転員等は、中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p>	<p>相違理由② 相違理由⑦</p> <p>東二のベント弁は電動駆動のため操作用ポンペ使用による空気駆動弁操作なし。柏崎は隔離弁に空気駆動弁を使用しており、制御電源や操作ポンペが必要。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①⑬ 相違理由①⑬ 相違理由①⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑪⑬⑭ 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑪⑬⑭ 監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認するため「状態表示等」と記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑤中央制御室運転員A及びBは、FCVS制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを及びフィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りが完了していることを確認する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、格納容器ベント前の確認として、不活性ガス系（以下「AC系」という。）隔離信号が発生している場合は、格納容器補助盤にて、AC系隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁の全閉操作、並びに耐圧強化ベント弁、非常用ガス処理系第一隔離弁、換気空調系第一隔離弁、非常用ガス処理系第二隔離弁及び換気空調系第二隔離弁の全閉、及びフィルタ装置入口弁の全開確認後、二次隔離弁を調整開（流路面積約50%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を調整開（流路面積約50%開）とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑧現場運転員C及びDは、格納容器ベント前の系統構成として、フィルタベント大気放出ラインドレン弁を全閉、水素バイパスライン止め弁を全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑤運転員等は、格納容器ベント前の確認として、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント系一次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、換気空調系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</p> <p>⑦^aS/C側ベントの場合 運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側）の全開操作を実施する。</p> <p>⑦^bD/W側ベントの場合 第一弁（S/C側）の開操作ができない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁（D/W側）の全開操作を実施する。</p> <p>⑧運転員等は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。</p> <p>⑨発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>東二の移送ポンプは満水保管としているため、水張手順は整備しない。</p> <p>相違理由①⑩⑬⑭ 相違理由①⑬⑭</p> <p>相違理由⑩⑬⑭ 相違理由①</p> <p>柏崎は、格納容器ベント時に影響がある非常用ガス処理系の弁を閉とするため、非常用ガス処理系を停止するものと推測されるが、東二は格納容器ベント時に原子炉建屋ガス処理系と接続している系統の隔離弁のみを閉とするため、運転中であっても影響はない。</p> <p>柏崎は、格納容器圧力逃がし装置の二次隔離弁を調整開運用とする。</p> <p>東二の第一弁は全開運用としている。</p> <p>相違理由⑩⑬ 相違理由⑩⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑩当直副長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、当直長に報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。なお、ドライ条件の酸素濃度が4.0vol%以上の場合は、代替格納容器スプレイを実施することで、ドライウエル側とサブプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p>⑪当直副長は、原子炉格納容器内のウェット条件の酸素濃度が4.0vol%に到達したこと、及びドライ条件の酸素濃度が5.0vol%以下であることを確認し、運転員に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を指示する。</p>	<p>⑩発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を指示する。</p>	<p>東二は、代替循環冷却系を起動することによりD/WとS/C間の酸素濃度が均一化されるため、格納容器スプレイは不要である。</p> <p>相違理由⑬ 東二はベント開始の判断基準が手順着手の判断基準と同様の為、記載不要。 東二はドライ条件の酸素濃度を計測している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑫^a W/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）の全開操作により、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）を全開する手段がある。更に一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）逆操作空気排気側止め弁を全閉、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作空気供給弁及び一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）を全開する手段がある。</u></p> <p>⑫^b D/W ベントの場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、一次隔離弁（ドライウエル側）操作空気供給弁を全開とすることで駆動空気を確保し、一次隔離弁（ドライウエル側）の全開操作により、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて一次隔離弁（ドライウエル側）を全開する手段がある。更に一次隔離弁（ドライウエル側）逆操作空気排気側止め弁を全閉、一次隔離弁（ドライウエル側）操作空気供給弁及び一次隔離弁（ドライウエル側）操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、一次隔離弁（ドライウエル側）を全開する手段がある。</u></p> <p>⑬中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>⑩運転員等は中央制御室にて、<u>第二弁（優先）を全開とするが、第二弁が全開できない場合は、第二弁バイパス弁を全開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、並びにフィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。また、発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>柏崎は、格納容器圧力逃がし装置の二次隔離弁を調整開することでベント準備完了とし、一次隔離弁を全開操作にて格納容器ベントを実施する。 東二は第一弁を全開操作することでベント準備完了とし、第二弁の全開操作により格納容器ベント実施となる。</p> <p>相違理由⑪⑬⑭ 相違理由⑥ 相違理由⑬ 相違理由①⑬ 相違理由⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑭中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント開始後、フィルタ装置水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、フィルタ装置出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。</p> <p>⑮中央制御室運転員 A 及び B は、FCVS 制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、フィルタ装置の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑯中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁（サブレーション・チェンバ側又はドライウェル側）の全閉操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</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）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格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで約 45 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。一次隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、操作前にモニタリングを行い接近可能であることを確認し防護具を確実に装着して操作する。</p>	<p>⑫運転員等は、格納容器ベント開始後、フィルタ装置水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、フィルタ装置出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。</p> <p>⑬運転員等は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに運転員等に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第一弁（S/C側又はD/W側）の全閉操作を実施し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、格納容器ベント準備については、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までは5分以内で可能である。 格納容器ベント開始については、格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始まで2分以内で可能である。</p>	<p>相違理由⑪⑭</p> <p>相違理由⑪⑬⑭ 格納容器ベント停止判断の相違</p> <p>相違理由⑪⑬ 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑪⑬</p> <p>東二では現場操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 耐圧強化ベント系（W/W）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認され、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合に、耐圧強化ベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。</p> <p>なお、耐圧強化ベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、二次隔離弁については、一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>(a) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合^{*2}で格納容器圧力逃がし装置が使用できず^{*3}、耐圧強化ベント系が使用可能な場合。</p> <p>※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>※3: 「格納容器圧力逃がし装置が使用できない」とは、設備に故障が発生した場合。</p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 操作手順</p> <p><u>耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.6図に、タイムチャートを第1.9.7図に示す。</u></p> <p><u>なお、原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）の操作手順は「1.5.2.1(1)b.(b)原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）」にて整備する。</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器内の水位がサプレッション・チェンバ・プール水位外部水源注水制限（ベントライン-1m）以下であることを確認し、耐圧強化ベント系によるW/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する。</u></p> <p><u>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備開始を緊急時対策本部に報告するとともに、緊急時対策要員による耐圧強化ラインの窒素ガスページ中であることの確認を行う。</u></p> <p><u>③現場運転員C及びDは、耐圧強化ベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p><u>④中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p><u>⑤中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口Uシール隔離弁の全閉操作、並びに非常用ガス処理系第一隔離弁、換気空調系第一隔離弁、非常用ガス処理系第二隔離弁及び換気空調系第二隔離弁の全閉確認を実施する。</u></p> <p><u>⑥現場運転員C及びDは、フィルタ装置入口弁操作用空気ボンベ出口弁を全開とすることで、フィルタ装置入口弁の駆動源を確保し、当直副長に報告する。</u></p> <p><u>⑦現場運転員C及びDは、耐圧強化ベント弁操作用空気ボンベ出口弁を全開とすることで、耐圧強化ベント弁の駆動源を確保し、当直副長に報告する。</u></p> <p><u>⑧中央制御室運転員A及びBは、耐圧強化ベント系による格納容器ベント前の系統構成として、フィルタ装置入口弁の全閉操作を実施する。現場運転員C及びDは、遠隔手動弁操作設備によりフィルタ装置入口弁の全閉操作を実施する。また、中央制御室及び遠隔手動弁操作設備からの操作以外の手段として、フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気側止め弁を全閉、フィルタ装置入口弁操作用空気ボンベ出口弁及びフィルタ装置入口弁操作用空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、フィルタ装置入口弁を全閉する手段がある。</u></p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>耐圧強化ベント系による格納容器ベント前の系統構成として、耐圧強化ベント弁を全開とする。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて耐圧強化ベント弁を全開する手段がある。更に耐圧強化ベント弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、耐圧強化ベント弁操作空気ボンベ出口弁及び耐圧強化ベント弁操作空気排気側止め弁を全開することで電磁弁排気ポートへ駆動空気を供給し、耐圧強化ベント弁を全開する手段がある。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、<u>二次隔離弁を調整開（弁開度約 20%開）とする。開度指示は現場運転員 C 及び D にて確認する。二次隔離弁の開操作ができない場合は、二次隔離弁バイパス弁を調整開（弁開度約 20%開）とする。</u></p> <p>⑪中央制御室運転員 A 及び B は、<u>耐圧強化ベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑫現場運転員 C 及び D は、<u>水素バイパスライン止め弁を全開とし、耐圧強化ベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑬当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑭当直副長は、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、当直長に報告する。また、当直長は原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。なお、ドライ条件の酸素濃度が 4.0vol%以上の場合は、代替格納容器スプレイを実施することで、ドライウェル側とサプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。</u></p> <p>⑮当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑯中央制御室運転員 A 及び B は、<u>耐圧強化ベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、耐圧強化ベント系放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑱中央制御室運転員A及びBは、格納容器ベント開始後、フィルタ装置水素濃度による水素濃度の監視及び耐圧強化ベント系放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、耐圧強化ベント系放射線モニタから得た放射線量率及び事前に耐圧強化ベント系配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。</p> <p>⑳中央制御室運転員A及びBは、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合は、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の全閉操作を実施し、耐圧強化ベント系による格納容器ベントを停止する。一次隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の全閉操作を実施する。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベント系による水素ガス及び酸素ガス排出開始まで約60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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。一次隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、操作前にモニタリングを行い接近可能であることを確認し防護具を確実に装着して操作する。</p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>(b) 耐圧強化ラインの窒素ガスパージ</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生し、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する際、耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめ窒素ガスパージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可燃限界未満に保ち、水素爆発を防止する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>炉心損傷後、代替循環冷却系を長期使用し原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>耐圧強化ラインの窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.9.8図に、タイムチャートを第1.9.9図に示す。</u></p> <p><u>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に耐圧強化ベント系の窒素ガスパージを指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は、荒浜側高台保管場所にて、可搬型窒素供給装置の健全性を確認するとともに、タービン建屋西側大物搬入口前(屋外)に可搬型窒素供給装置を配備する。</u></p> <p><u>③緊急時対策要員は、タービン建屋－原子炉建屋連絡通路南西側(タービン建屋)にて、可搬型窒素供給装置から接続口への送気ホース取付け操作を実施する。また、耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁（二次格納施設側）及び耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁（タービン建屋側）の全開操作を実施した後、窒素ガス供給の準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>④緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスの供給開始を指示する。</u></p> <p><u>⑤緊急時対策要員は、可搬型窒素供給装置より窒素ガスの供給を開始し、耐圧強化ベント系への窒素ガスパージの開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>iii. 操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ラインの窒素ガスパージ完了まで約360分で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。</p> <p>なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力(105kPa[gage])以下に維持する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の水素濃度が5vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:原子炉格納容器内の圧力が105kPa[gage](可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力)以下であり、設備に異常がなく、電源、残留熱除去系から供給される冷却水(サブプレッション・チェンバ・プール水)が確保されている場合。</p>	<p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。</p> <p>なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力(147kPa[gage])未満に維持する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の水素濃度が4vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合^{*2}。</p> <p>※1:ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:原子炉格納容器内の圧力が147kPa[gage](可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力)未満であり、設備に異常がなく、電源及び残留熱除去系から供給される冷却水(サブプレッション・プール水)が確保されている場合。</p>	<p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①⑫</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由①⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。<u>(可燃性ガス濃度制御系(B)による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様)</u></p> <p>手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.10図に、タイムチャートを第1.9.11図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員C及びDは、<u>可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ及び電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、<u>可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、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。</u></p> <p>④当直長は、<u>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、可燃性ガス濃度制御系が使用可能か確認する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>残留熱除去系(A)(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系(A)冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、<u>可燃性ガス濃度制御系(A)起動準備として、可燃性ガス濃度制御系(A)隔離信号の除外操作を実施する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、<u>可燃性ガス濃度制御系室を二次格納施設として負圧管理とするため、可燃性ガス濃度制御系室連絡弁を「全開」とし、当直副長に可燃性ガス濃度制御系の起動準備完了を報告する。</u></p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり（<u>可燃性ガス濃度制御系B系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様。</u>）。</p> <p>手順の対応フローを第1.9-1図及び第1.9-2図に、概要図を第1.9-8図に、タイムチャートを第1.9-9図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、加熱器、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て確認する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系A系冷却器への冷却水供給が可能であることを確認し、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系の起動準備完了を報告する。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由①⑪⑬</p> <p>柏崎は受電操作を実施 東二は電源が確保されていることを記載</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭ 相違理由① 相違理由⑮</p> <p>東二の常設代替交流電源設備は容量を設計で担保しているため、負荷容量確認は不要。</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭ 相違理由①</p> <p>柏崎は可燃性ガス濃度制御系起動準備に隔離信号の除外及び系統構成を実施し、準備完了になる。東二は隔離信号がないため記載なし</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧当直副長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（105kPa[gage]）以下であることを確認し、中央制御室運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。</p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、可燃性ガス濃度制御系(A)の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量指示値、ブロワ吸込ガス流量指示値、ブロワ吸込圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることを加熱管表面温度指示値及び再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、予熱運転を開始したことを確認する。</p> <p>⑪中央制御室運転員 A 及び B は、可燃性ガス濃度制御系起動後 180 分以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。</p> <p>⑫中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸引流量と再循環流量の調整を実施する。</p> <p>⑬中央制御室運転員 A 及び B は、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、当直副長に報告する。</p>	<p>④発電長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage]）未満であることを確認し、運転員等に可燃性ガス濃度制御系 A 系の起動操作を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量指示値、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量指示値及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系加熱器が正常に動作していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度指示値、可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度指示値、可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値、可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度指示値及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、予熱運転を開始したことを確認する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系起動後、約180分で可燃性ガス濃度制御系 A 系の予熱運転が完了することを確認し、その後可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃で安定し温度制御されることを確認する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内水素濃度及び酸素濃度から可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量の調整を実施する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系による水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内水素濃度及び酸素濃度が低下することにより確認し、発電長に報告する。</p>	<p>相違理由⑬ 相違理由①⑪⑬</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭ 相違理由⑬ 相違理由⑬</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭ 相違理由① 東二は指示値の明確化</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭ 相違理由⑬</p> <p>相違理由①⑪⑬⑭ 相違理由①⑬ 相違理由⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>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、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動まで約30分で可能である。</u> また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は約180分で可能である。 <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p>(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガスの濃度を格納容器内水素濃度(SA)により監視する。 なお、格納容器内水素濃度(SA)は、通常時から常時監視が可能である。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1} <u>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動まで8分以内で可能である。</u>また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は約180分で可能である。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度（SA）<u>及び格納容器内酸素濃度（SA）</u>による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を格納容器内水素濃度（SA）<u>及び格納容器内酸素濃度（SA）</u>により監視する。 <u>なお、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）を優先して使用する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}。 <u>※1：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p>	<p>相違理由⑪ 相違理由⑬ 東二では現場操作を行わないため記載無し</p> <p>相違理由⑥⑬ 相違理由⑥⑬ 相違理由②⑥⑬</p> <p>東二はサンプリング装置により水素及び酸素濃度を測定する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩を示す。 サンプリング装置は2系統有しており使用する優先を記載している。</p> <p>相違理由① 相違理由①⑫</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 又は B は、格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。</p>	<p>(b) 操作手順 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様。）。</p> <p>手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要な圧縮機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）の暖気が開始^{※2}又は完了していることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）の暖気完了を確認した後、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）の起動操作を行い、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定^{※3}が開始されたことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>※2：通常時から緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）は外部電源系にて受電され暖気しており、全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。</p> <p>※3：格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）によるD/W側、S/C側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。</p>	<p>相違理由⑥⑬⑯</p> <p>相違理由⑥⑬</p> <p>相違理由⑪⑯</p> <p>東二は格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）の起動操作があるため、概要図及びタイムチャートを記載</p> <p>相違理由⑥⑪⑬</p> <p>相違理由⑥⑬⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑥⑪⑬⑯</p> <p>東二の機器仕様を記載</p> <p>相違理由⑯</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性 上記の中央制御室対応は運転員1名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。</p> <p>b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度により監視する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合^{※2}。 ※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2: 設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されている場合。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始を判断した後、交流電源を確保してから格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）のサンプリング装置（A）による計測開始まで38分以内で可能である。なお、全交流動力電源の喪失時には常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始され、最長38分で計測が可能である。</p> <p>b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度により監視する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器雰囲気モニタが使用可能な場合^{※2}。 ※1: ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2: 設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。</p>	<p>相違理由⑥⑪⑬⑯ 東二の機器仕様を記載</p> <p>相違理由① 相違理由②</p> <p>相違理由① 相違理由① 相違理由①⑫</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.12図に、タイムチャートを第1.9.13図に示す。</p> <p>なお、格納容器内雰囲気計装は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保した後、計測を開始する。</p> <p>代替交流電源設備からの電源供給手順については、「1.14.2.1(1)a.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によるM/CC系及びM/CD系受電」手順にて対応する。</p> <p>代替原子炉補機冷却系による冷却水確保手順については、「1.5.2.2(1)a.代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」手順にて対応する。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測準備開始を指示する。</p> <p>②現場運転員C及びDは、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ、電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに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>④中央制御室運転員A及びBは、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、当直副長に報告する。</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、作業開始を判断してから格納容器内雰囲気計装の計測開始まで約25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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順の概要は以下のとおり（格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順も同様。）。概要図を第1.9-12図に、タイムチャートを第1.9-13図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに冷却水が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから格納容器雰囲気モニタの計測開始まで5分以内で可能である。</p>	<p>相違理由① 相違理由⑬ 相違理由⑦ 相違理由⑦ 柏崎は格納容器内雰囲気計装が重大事故等対処設備として位置づけているため、電源及び冷却水確保の手順を記載している。</p> <p>相違理由①⑬ 柏崎は必要な電源の受電操作を記載（現場にて実施）</p> <p>相違理由①⑬⑭ 相違理由⑮</p> <p>相違理由①⑬⑭ 相違理由① 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬ 相違理由①⑬</p> <p>東二では現場操作を行わないため記載無し</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源設備により給電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>1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>中央制御室監視計器類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>1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源設備により給電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>1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。</u></p> <p><u>非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による可燃性ガス濃度制御系ブロワ、可燃性ガス濃度制御系加熱器、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>東二は格納容器雰囲気モニタの冷却水確保手順を「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等」にて整備する。</p> <p>東二は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出の格納容器ベント操作で使用する遠隔人力操作機構手順を「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>東二は詳細な電源を明確にしている。</p> <p>東二は手段に対する設備への電源供給及び燃料給油を記載している。</p> <p>東二は操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順を「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9.14図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内雰囲気計装により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度(SA)により原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合は、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。</p> <p>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。</p>	<p>1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-14図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器雰囲気モニタ又は格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力未満に維持可能で、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素及び酸素を再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。</p> <p>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する準備を行う。原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出することで、水素爆発の発生を防止する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側を経由する経路を第一優先とする。S/C側ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W側を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素により置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。</p>	<p>相違理由⑦</p> <p>相違理由①⑥⑬ 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑬ 相違理由② 相違理由②</p> <p>東二は可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合、可搬型窒素供給装置による窒素注入により酸素濃度の上昇を抑制させ酸素濃度4.3vol%到達で格納容器ベントに移行する。</p> <p>相違理由② 相違理由① 相違理由①</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)					東海第二					備考																																						
<p>第 1.9.1 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, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)</p> <table border="1"> <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>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">水素爆発による原子炉格納容器の破損防止</td> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>不活性ガス系 ※1</td> <td>- ※1</td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器窒素供給設備</td> <td>自主対策設備 多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">-</td> <td rowspan="2">格納容器圧力逃がし装置 ※2, ※3 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</td> <td>重大事故等 対処設備</td> <td>事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対処設備</td> <td>「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」 多様なハザード対応手順 「耐圧強化ベント系 N:バージ」</td> </tr> </tbody> </table>					分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※1	可搬型格納容器窒素供給設備	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」	-	格納容器圧力逃がし装置 ※2, ※3 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」	重大事故等 対処設備	「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」 多様なハザード対応手順 「耐圧強化ベント系 N:バージ」	<p>第1.9-1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, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)</p> <table border="1"> <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>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">水素爆発による原子炉格納容器の破損防止</td> <td rowspan="3">-</td> <td>原子炉格納容器内の不活性化 不活性ガス系による</td> <td>不活性ガス系※1 原子炉格納容器</td> <td>— ※2</td> <td>— ※1</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器水素爆発防止</td> <td>可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器</td> <td>重大事故等 対処設備</td> <td>非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置による 格納容器圧力逃がし装置内の不活性化</td> <td>可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7</td> <td>— ※4</td> <td>— ※3</td> </tr> </tbody> </table>					分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内の不活性化 不活性ガス系による	不活性ガス系※1 原子炉格納容器	— ※2	— ※1	可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器水素爆発防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	可搬型窒素供給装置による 格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7	— ※4	— ※3	<p>全体を通して共通の相違理由 ①⑥については記載を省略する。 それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略する。 柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第 1.9-1 表は同様。)</p> <p>東二は炉心損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の酸素濃度上昇を抑制するために窒素を供給し、格納容器ベント遅延を図る。柏崎は原子炉格納容器の負圧破損防止及び可燃性ガス濃度を低減させるために窒素を供給する手段を記載。</p> <p>相違理由③</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	対処設備	手順書																																												
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※1																																												
			可搬型格納容器窒素供給設備	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」																																												
	-	格納容器圧力逃がし装置 ※2, ※3 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」																																											
重大事故等 対処設備				「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」 多様なハザード対応手順 「耐圧強化ベント系 N:バージ」																																												
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																												
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内の不活性化 不活性ガス系による	不活性ガス系※1 原子炉格納容器	— ※2	— ※1																																											
		可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器水素爆発防止	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領																																											
		可搬型窒素供給装置による 格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7	— ※4	— ※3																																											
<p>※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。 ※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。 ※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。</p>					<p>※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。 ※2: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※3: 原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。 ※4: 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※5: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※6: 手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。 ※7: 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>																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)					東海第二					備考			
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/2)					対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/4)					柏崎の「格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出」に係る記載は、比較表ページ 43 に記載。 相違理由⑩			
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書		
	-	-	原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロー 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」	-	-	格納容器圧力逃がし装置 ^{※6} フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度 常設代替交流電源設備 ^{※7} 可搬型代替交流電源設備 ^{※7} 常設代替直流電源設備 ^{※7} 可搬型代替直流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}		重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
				格納容器内水素濃度 (SA)		重大事故等対処設備						事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」	
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」	AM設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B) 確保」	原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系による	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領					
-	-	必要設備への給電	代替電源による	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型直流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4	重大事故等 対処設備	- ※4	-	-	-	-	自主対策設備	-	
				第二代替交流電源設備 ※4	自主対策設備								
※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。 ※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。 ※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保(予備ポンプ)の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。					※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。 ※2: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※3: 原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。 ※4: 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※5: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※6: 手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。 ※7: 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。								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二					備考
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/4)						
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書	
	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視		格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A) 常設代替交流電源設備 ^{※7} 可搬型代替交流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
	—	—	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ ^{※5} 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ^{※5} 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※5} ホース 非常用交流電源設備 ^{※7} 常設代替交流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ ^{※5} 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ^{※5} 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※5} ホース 非常用交流電源設備 ^{※7} 常設代替交流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}	自主 対策 設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」 等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ ^{※5} 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ^{※5} 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※5} ホース 非常用交流電源設備 ^{※7} 常設代替交流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}		格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ ^{※5} 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ^{※5} 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※5} ホース 非常用交流電源設備 ^{※7} 常設代替交流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}	自主 対策 設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」 等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
<p>※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。 ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。 ※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。 ※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 ※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。 ※7：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>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二					備考
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/4)						
	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ^{※7} 可搬型代替交流電源設備 ^{※7} 燃料給油設備 ^{※7}	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「電源供給回復」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
<p>※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。</p> <p>※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。</p> <p>※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。</p> <p>※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。</p> <p>※7：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>						

柏崎の「代替電源による必要な設備への給電」に係る記載は比較表ページ 44 に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																																								
<p style="text-align: center;">第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧(1/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV 窒素供給」</td> <td>判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</td> </tr> <tr> <td rowspan="13">事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」</td> <td rowspan="13">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ 耐圧強化ベント系放射線モニタ</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)	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給			多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV 窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出			事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度	原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ 耐圧強化ベント系放射線モニタ	<p style="text-align: center;">第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="10">操作</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水位 ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給			判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	水源の確保 代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水位 ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位	補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力				<p>全体を通して共通の相違理由 ①⑥については記載を省略する。 それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略する。 柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第 1.9-2 表は同様。)</p> <p>柏崎の「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出。」 相違理由⑤</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)																																																								
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給																																																										
多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV 窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																								
	操作	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																								
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出																																																										
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																								
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																								
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)																																																								
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																								
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)																																																								
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度																																																								
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																								
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																																								
		原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																								
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)																																																								
		原子炉格納容器内の水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																								
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度																																																								
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)																																																								
原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度																																																										
最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ 耐圧強化ベント系放射線モニタ																																																										
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)																																																								
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給																																																										
判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																																																								
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度																																																								
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度																																																								
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																																																								
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力																																																								
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度																																																								
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度																																																								
		原子炉格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量																																																								
		水源の確保 代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水位 ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位																																																								
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																																																								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二		備考	
<p>1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出</p> <p>非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」</p> <p>AM設備別操作手順書</p>	監視計器一覧 (2/5)		<p>柏崎の「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出」に係る監視計器は、比較表ページ 47 に記載。</p>	
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出			
		原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度		格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度
		電源		メタルクラッド開閉装置 (以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。) 2 C 電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度		
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度		
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度		
	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)			東海第二			備考		
監視計器一覧(2/3)			監視計器一覧 (3/5)					
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)	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)			
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御			1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御					
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容器水素制御」 「FCS(B)による格納容器水素制御」	判断基準	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度			
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度			格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)			原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)			原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度			原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度			最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	
		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			電源	M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) 格納容器内水素濃度(SA)			原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度			原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)			原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度			原子炉格納容器内の温度	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系(A)(B)入口ガス流量 ブロワ(A)(B)吸込ガス流量 ブロワ(A)(B)吸込圧力 加熱管(A)(B)内ガス温度 加熱管(A)(B)出口ガス温度 加熱管(A)(B)表面温度 再結合器(A)(B)内ガス温度 再結合器(A)(B)表面温度	補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度					
			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書	操作				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																													
<p>監視計器一覧(3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="112 401 418 464">手順書</th> <th data-bbox="418 401 765 464">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="765 401 1151 464">監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="112 464 1151 541"> 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="112 541 418 842" rowspan="4"> 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 </td> <td data-bbox="418 541 765 646" rowspan="4"> 判断基準 </td> <td data-bbox="765 541 1151 646"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 646 1151 680"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 680 1151 714"> 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 714 1151 760"> 電源 AM 用直流 125V 充電器整備電池電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="418 760 1151 842"> 操作 </td> <td data-bbox="418 760 765 842"> 原子炉格納容器内の水素濃度 </td> <td data-bbox="765 760 1151 842"> 格納容器内水素濃度(SA) </td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="112 842 1151 926"> 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="112 926 418 1598" rowspan="10"> 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B) 確保」 </td> <td data-bbox="418 926 765 1339" rowspan="5"> 判断基準 </td> <td data-bbox="765 926 1151 1031"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1031 1151 1064"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1064 1151 1098"> 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1098 1151 1152"> 原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1152 1151 1339"> 電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="418 1339 1151 1598" rowspan="5"> 操作 </td> <td data-bbox="765 1339 1151 1394"> 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1394 1151 1428"> 原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1428 1151 1495"> 原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="765 1495 1151 1598"> 最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量 原子炉補機冷却水系(B) 系統流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B) 出口冷却水温度 </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)	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視			事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA)	電源 AM 用直流 125V 充電器整備電池電圧	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B) 確保」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B)	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	操作	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B)	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度	原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量 原子炉補機冷却水系(B) 系統流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B) 出口冷却水温度	<p>監視計器一覧 (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1308 390 1584 453">手順書</th> <th data-bbox="1584 390 1970 453">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1970 390 2427 453">監視パラメータ(計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1308 453 2427 558"> 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1308 558 1584 842" rowspan="2"> 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1584 558 1970 705" rowspan="2"> 判断基準 </td> <td data-bbox="1970 558 2427 705"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1970 705 2427 842"> 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1308 842 1584 1220" rowspan="3"> AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1584 842 1970 989" rowspan="2"> 操作 </td> <td data-bbox="1970 842 2427 989"> 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1970 989 2427 1125"> 原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度(SA) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1970 1125 2427 1220"> 電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </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)	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA)	原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度(SA)	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	
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)																																													
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視																																															
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																													
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																													
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA)																																													
		電源 AM 用直流 125V 充電器整備電池電圧																																													
操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)																																													
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視																																															
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B) 確保」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																													
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																													
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B)																																													
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度																																													
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧																																													
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(A) 格納容器内水素濃度(B)																																													
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度																																													
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)																																													
		最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A) 系統流量 原子炉補機冷却水系(B) 系統流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B) 出口冷却水温度																																													
		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)																																											
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視																																															
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																																													
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																													
AM設備別操作手順書	操作	原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度(SA)																																													
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度(SA)																																													
	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																														

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二		備考		
	監視計器一覧 (5/5)		柏崎の「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」に係る監視計器は、比較表ページ 50 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)	
	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視				
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書	判断基準		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
				原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
				最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
				電源	M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧
		操作		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度
				原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
				補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
原子炉格納容器内の圧力			ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																						
<p style="text-align: center;">第 1.9.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 25%;">供給対象設備</th> <th style="width: 50%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</td> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>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 可搬型直流電源設備 AM 用 MCC AM 用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>不活性ガス系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 MCC C 系 AM 用 MCC 直流 125V B 系 AM 用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水素濃度</td> <td>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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>耐圧強化ベント系放射線モニタ</td> <td>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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>水素濃度及び酸素濃度監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 MCC C 系 MCC D 系 AM 用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置	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 可搬型直流電源設備 AM 用 MCC AM 用直流 125V	不活性ガス系弁	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 可搬型直流電源設備 MCC C 系 AM 用 MCC 直流 125V B 系 AM 用直流 125V	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系	フィルタ装置水素濃度	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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V	フィルタ装置出口放射線モニタ	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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V	耐圧強化ベント系放射線モニタ	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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V	水素濃度及び酸素濃度監視計器類	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 可搬型直流電源設備 MCC C 系 MCC D 系 AM 用直流 125V	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源	<p style="text-align: center;">第1.9-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 25%;">供給対象設備</th> <th style="width: 50%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</td> <td>不活性ガス系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (SA)</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC</td> </tr> <tr> <td>格納容器内酸素濃度 (SA)</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	不活性ガス系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC MCC 2D系	格納容器圧力逃がし装置 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC MCC 2D系	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	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	フィルタ装置入口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC	格納容器内水素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC	格納容器内酸素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC	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 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤	<p>柏崎との相違箇所については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略。</p> <p style="text-align: center;">相違理由⑥</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																						
【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置	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 可搬型直流電源設備 AM 用 MCC AM 用直流 125V																																						
	不活性ガス系弁	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 可搬型直流電源設備 MCC C 系 AM 用 MCC 直流 125V B 系 AM 用直流 125V																																						
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系																																						
	フィルタ装置水素濃度	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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V																																						
	フィルタ装置出口放射線モニタ	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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V																																						
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	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 可搬型直流電源設備 AM 用直流 125V																																						
	水素濃度及び酸素濃度監視計器類	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 可搬型直流電源設備 MCC C 系 MCC D 系 AM 用直流 125V																																						
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源																																						
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																						
【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	不活性ガス系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC MCC 2D系																																						
	格納容器圧力逃がし装置 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC MCC 2D系																																						
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	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																																						
	フィルタ装置入口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC																																						
	格納容器内水素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC																																						
	格納容器内酸素濃度 (SA)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 MCC																																						
	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 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤																																						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="160 338 1213 1604" style="border: 1px solid black; height: 600px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="362 1686 1009 1717">第 1.9.1 図 SOP「PCV 制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1415 344 2318 1669" style="border: 1px solid black; height: 630px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="2329 453 2368 1577" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">第 1.9-1 図 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」における対応フロー</p>	

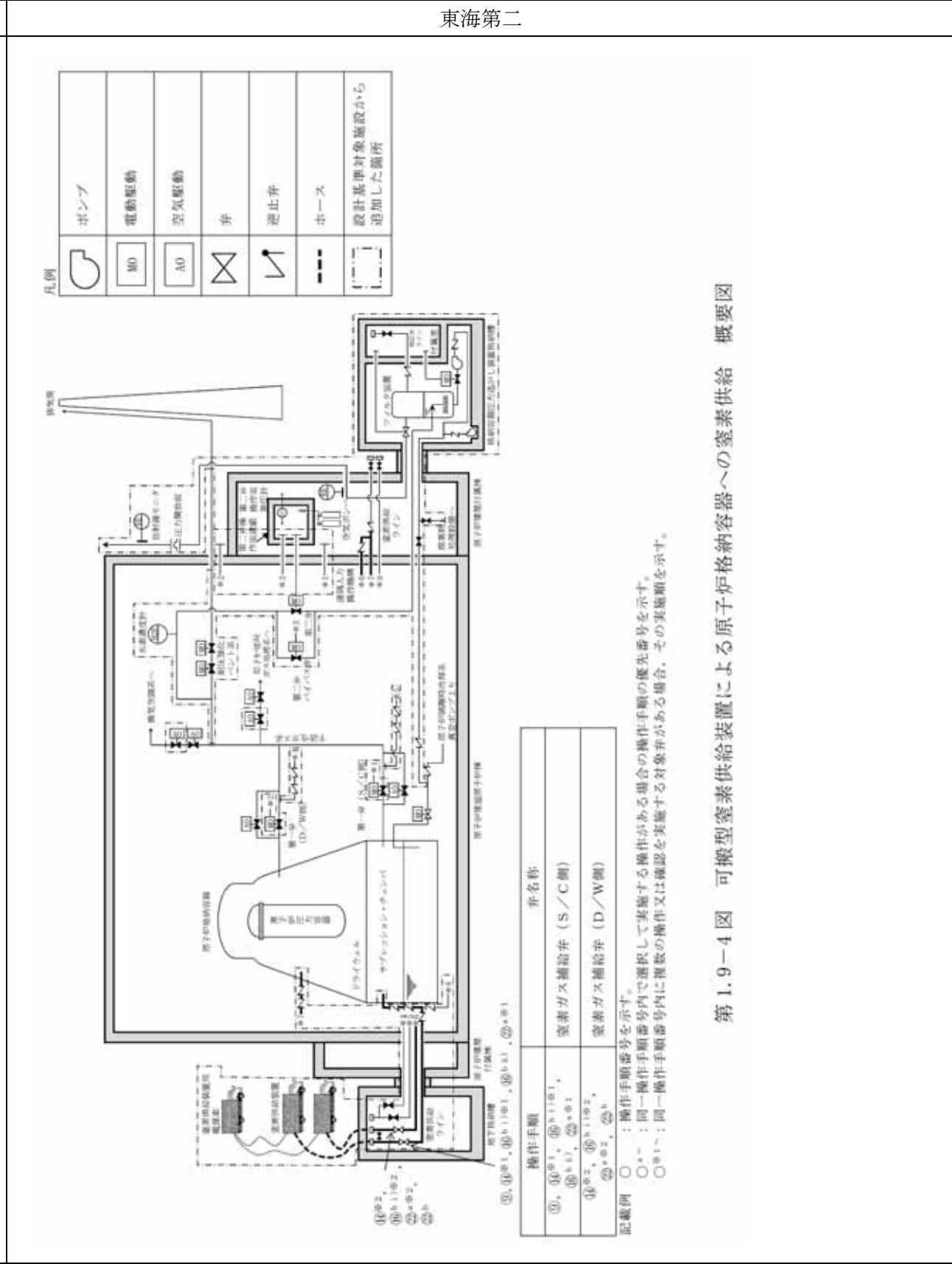
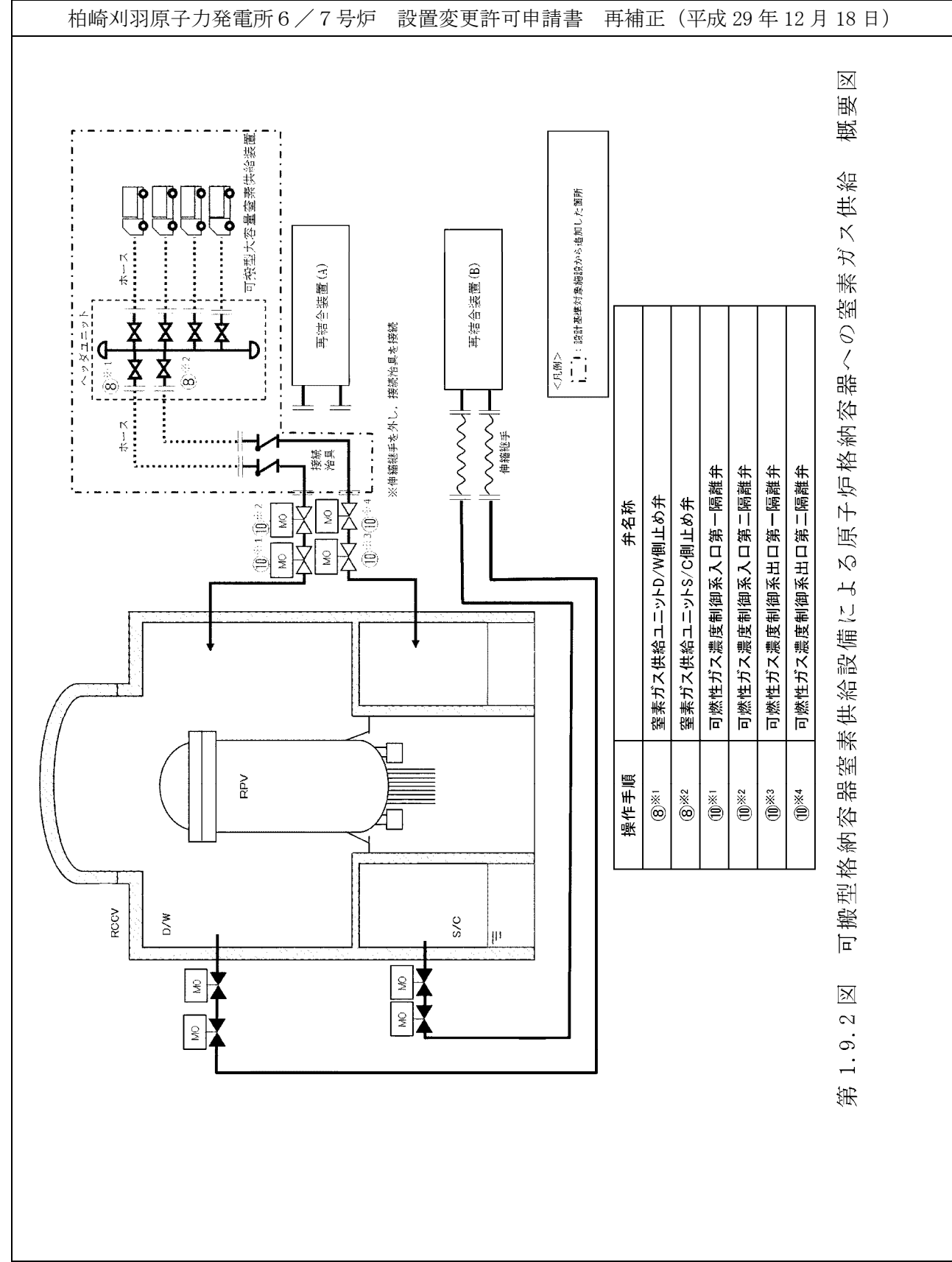
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1338 436 2288 1738" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="2309 499 2350 1705" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; bottom: 0;"> 第1.9-2 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」における対応フロー </div>	

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考												
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr> <td>ポンプ</td> <td>電動駆動</td> <td>空気駆動</td> <td>弁</td> <td>逆止弁</td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>第1.9-3図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 概要図</p>	ポンプ	電動駆動	空気駆動	弁	逆止弁	設計基準対象施設から追加した箇所							<p>東二は「不燃性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化」の概要図を記載。</p>
ポンプ	電動駆動	空気駆動	弁	逆止弁	設計基準対象施設から追加した箇所									



備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)

手順の項目	要員(名)	経過時間(時)									備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9			
可搬型格納容器運搬車搭載設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 480分	2												
	2												
	19												

※1 大浜甲高台保管場所への移動は、20分と想定する

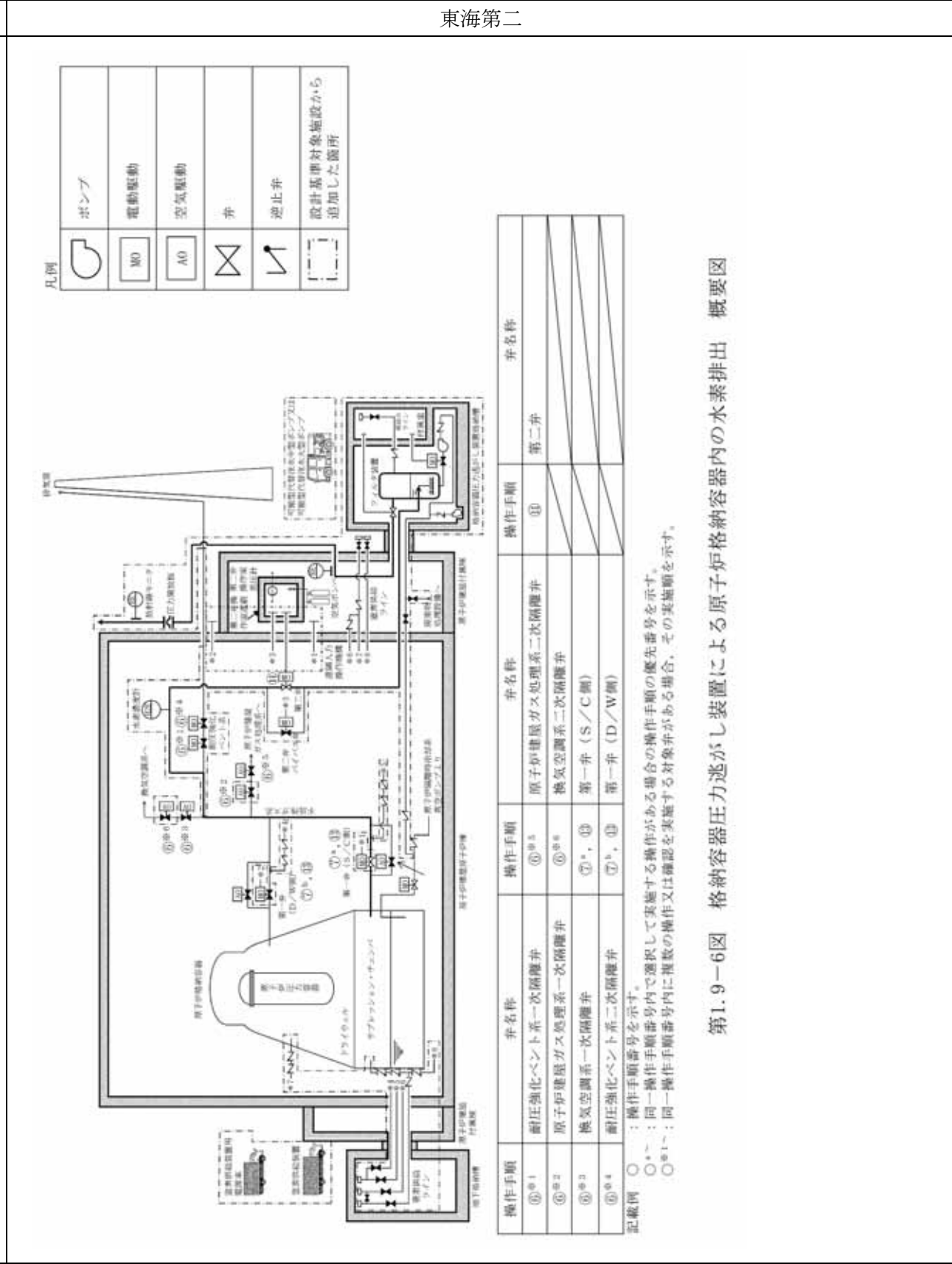
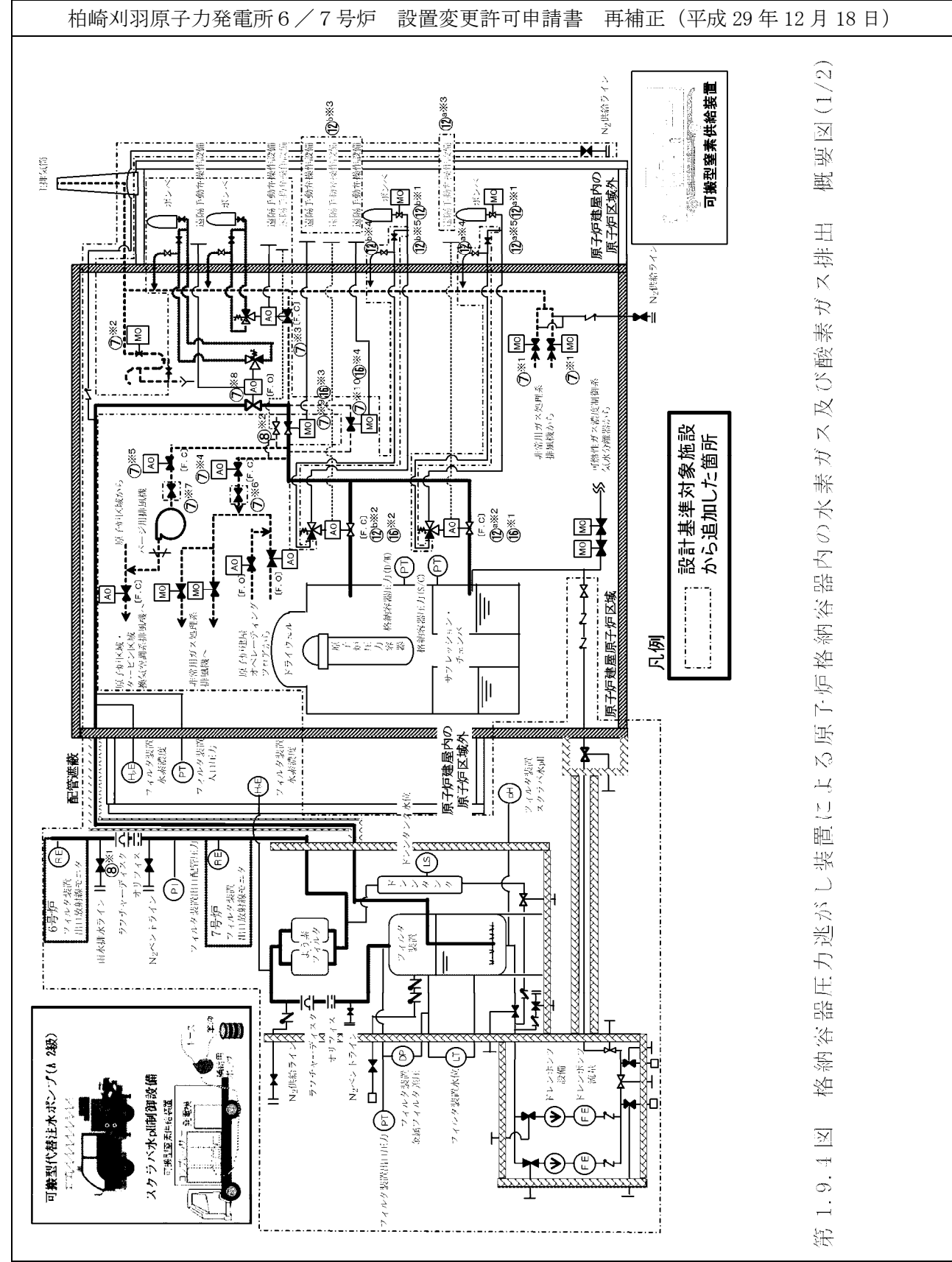
第 1.9.3 図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート

手順の項目	要員(名)	経過時間(時)									備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9			
可搬型格納容器運搬車搭載設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 480分	2												
	2												
	19												

第 1.9-5 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート

備考
相違理由③

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】



備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

操作手順	弁名称
⑦※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)
⑦※2	非常用ガス処理系出口ロシール隔離弁
⑦※3	耐圧強化ベント弁
⑦※4	非常用ガス処理系第一隔離弁
⑦※5	換気空調系第一隔離弁
⑦※6	非常用ガス処理系第二隔離弁
⑦※7	換気空調系第二隔離弁
⑦※8	フィルタ装置入口弁
⑦※9⑩※3	二次隔離弁
⑦※10⑩※4	二次隔離弁バイパス弁
⑧※1	フィルタベント大気放出ラインドレン弁
⑧※2	水素バイパスライン止め弁
⑩※1	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)操作用空気供給弁
⑩※2⑩※1	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)
⑩※3	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)遠隔手動弁操作設備
⑩※4	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)逆操作用空気排気側止め弁
⑩※5	一次隔離弁(サブプレッション・チェンバ側)操作用空気排気側止め弁
⑩※1	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気供給弁
⑩※2⑩※2	一次隔離弁(ドライウエル側)
⑩※3	一次隔離弁(ドライウエル側)遠隔手動弁操作設備
⑩※4	一次隔離弁(ドライウエル側)逆操作用空気排気側止め弁
⑩※5	一次隔離弁(ドライウエル側)操作用空気排気側止め弁

第 1.9.4 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図(2/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)

東海第二

備考

東二は比較表ページ 58 に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		経過時間(分)										備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (W/Wベントの場合)	中央制御室運転員A、B	水素ガス及び酸素ガス排出開始 45分										電源を復帰しながら系統構成を行う。
	現場運転員C、D	通信連絡設備準備、電源確認、系統構成、格納容器ベント開始、移動、系統構成										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A、B	水素ガス及び酸素ガス排出開始 45分										電源を復帰しながら系統構成を行う。
	現場運転員C、D	通信連絡設備準備、電源確認、系統構成、格納容器ベント開始、移動、系統構成										

第 1.9.5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート

東海第二		経過時間(分)										備考
手順の項目	要員(数)	1	2	3	4	5	6	7	8	9		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素爆発防止 (格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合)	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント開始										5分 格納容器ベント準備完了
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	系統構成、格納容器ベント準備										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素爆発防止 (格納容器ベント準備：D/W側ベントの場合)	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント開始										5分 格納容器ベント準備完了
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	系統構成、格納容器ベント準備										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素爆発防止	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント準備完了										5分 格納容器ベント開始操作
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	格納容器ベント開始操作										

※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合、第二弁パイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した場合、2分以内で可能である。

第 1.9-7 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素排出 タイムチャート

相違理由③

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>第 1.9.6 図 耐圧強化ベント系 (W.W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1/2)</p>		相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

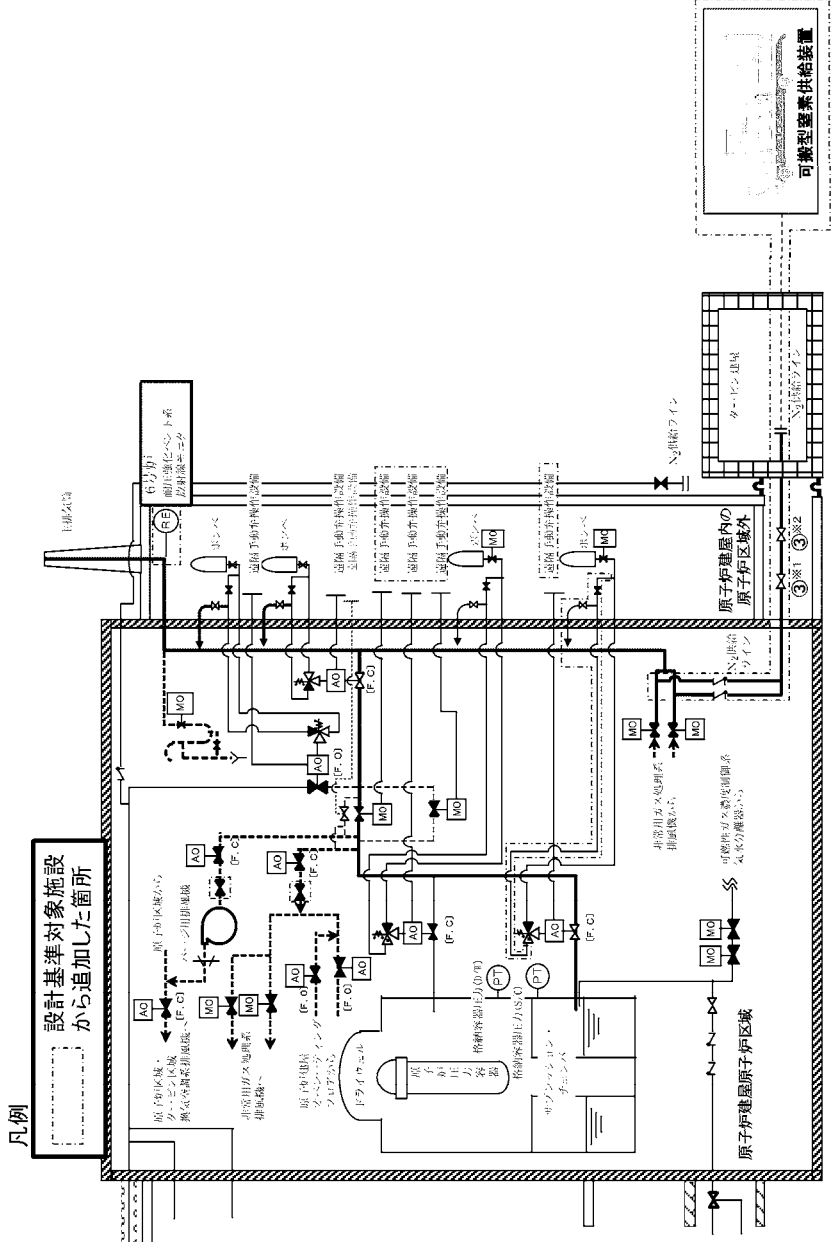
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																		
<table border="1" data-bbox="112 730 973 1417"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>⑤*1</td><td>非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)</td></tr> <tr><td>⑤*2</td><td>非常用ガス処理系出口ロシール隔離弁</td></tr> <tr><td>⑤*3</td><td>非常用ガス処理系第一隔離弁</td></tr> <tr><td>⑤*4</td><td>換気空調系第一隔離弁</td></tr> <tr><td>⑤*5</td><td>非常用ガス処理系第二隔離弁</td></tr> <tr><td>⑤*6</td><td>換気空調系第二隔離弁</td></tr> <tr><td>⑥*4</td><td>フィルタ装置入口弁操作用空気ポンペ出口弁</td></tr> <tr><td>⑦*4</td><td>耐圧強化ベント弁操作用空気ポンペ出口弁</td></tr> <tr><td>⑧*1</td><td>フィルタ装置入口弁</td></tr> <tr><td>⑧*2</td><td>フィルタ装置入口弁遮断手動弁操作設備</td></tr> <tr><td>⑧*3</td><td>フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気制止め弁</td></tr> <tr><td>⑧*5</td><td>フィルタ装置入口弁操作用空気排気制止め弁</td></tr> <tr><td>⑨*1</td><td>耐圧強化ベント弁</td></tr> <tr><td>⑨*2</td><td>耐圧強化ベント弁遮断手動弁操作設備</td></tr> <tr><td>⑨*3</td><td>耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気制止め弁</td></tr> <tr><td>⑨*5</td><td>耐圧強化ベント弁操作用空気排気制止め弁</td></tr> <tr><td>⑩*1⑩*2</td><td>二次隔離弁</td></tr> <tr><td>⑩*2⑩*3</td><td>二次隔離弁バイパス弁</td></tr> <tr><td>⑪</td><td>水素バイパスライン止め弁</td></tr> <tr><td>⑪*1</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)操作用空気供給弁)</td></tr> <tr><td>⑪*2⑪*1</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)遮断手動弁操作設備)</td></tr> <tr><td>⑪*3</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)遮断手動弁操作設備)</td></tr> <tr><td>⑪*4</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)逆操作用空気排気制止め弁)</td></tr> <tr><td>⑪*5</td><td>一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)操作用空気排気制止め弁)</td></tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1003 325 1044 1822">第1.9.6 図 耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑤*1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)	⑤*2	非常用ガス処理系出口ロシール隔離弁	⑤*3	非常用ガス処理系第一隔離弁	⑤*4	換気空調系第一隔離弁	⑤*5	非常用ガス処理系第二隔離弁	⑤*6	換気空調系第二隔離弁	⑥*4	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンペ出口弁	⑦*4	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンペ出口弁	⑧*1	フィルタ装置入口弁	⑧*2	フィルタ装置入口弁遮断手動弁操作設備	⑧*3	フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気制止め弁	⑧*5	フィルタ装置入口弁操作用空気排気制止め弁	⑨*1	耐圧強化ベント弁	⑨*2	耐圧強化ベント弁遮断手動弁操作設備	⑨*3	耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気制止め弁	⑨*5	耐圧強化ベント弁操作用空気排気制止め弁	⑩*1⑩*2	二次隔離弁	⑩*2⑩*3	二次隔離弁バイパス弁	⑪	水素バイパスライン止め弁	⑪*1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)操作用空気供給弁)	⑪*2⑪*1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)遮断手動弁操作設備)	⑪*3	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)遮断手動弁操作設備)	⑪*4	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)逆操作用空気排気制止め弁)	⑪*5	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)操作用空気排気制止め弁)		相違理由⑤
操作手順	弁名称																																																			
⑤*1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)(B)																																																			
⑤*2	非常用ガス処理系出口ロシール隔離弁																																																			
⑤*3	非常用ガス処理系第一隔離弁																																																			
⑤*4	換気空調系第一隔離弁																																																			
⑤*5	非常用ガス処理系第二隔離弁																																																			
⑤*6	換気空調系第二隔離弁																																																			
⑥*4	フィルタ装置入口弁操作用空気ポンペ出口弁																																																			
⑦*4	耐圧強化ベント弁操作用空気ポンペ出口弁																																																			
⑧*1	フィルタ装置入口弁																																																			
⑧*2	フィルタ装置入口弁遮断手動弁操作設備																																																			
⑧*3	フィルタ装置入口弁逆操作用空気排気制止め弁																																																			
⑧*5	フィルタ装置入口弁操作用空気排気制止め弁																																																			
⑨*1	耐圧強化ベント弁																																																			
⑨*2	耐圧強化ベント弁遮断手動弁操作設備																																																			
⑨*3	耐圧強化ベント弁逆操作用空気排気制止め弁																																																			
⑨*5	耐圧強化ベント弁操作用空気排気制止め弁																																																			
⑩*1⑩*2	二次隔離弁																																																			
⑩*2⑩*3	二次隔離弁バイパス弁																																																			
⑪	水素バイパスライン止め弁																																																			
⑪*1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)操作用空気供給弁)																																																			
⑪*2⑪*1	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)遮断手動弁操作設備)																																																			
⑪*3	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)遮断手動弁操作設備)																																																			
⑪*4	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)逆操作用空気排気制止め弁)																																																			
⑪*5	一次隔離弁(サブレッション・チェンバ(側)操作用空気排気制止め弁)																																																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二	備考
手順の項目 耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	要員(数) 中央制御室運転員A, B 現場運転員C, D	経過時間(分) 0 10 20 30 40 50 60 70 80 水素ガス及び酸素ガス排出開始 60分 通風機稼働開始、電源確保 系統構築 格納容器ベント開始 移動、電源確保 移動、系統構築	備考 電源を復旧しながら系統構築を行う。
	2 2		
第 1.9.7 図 耐圧強化ベント系 (W/W) による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 タイムチャート			相違理由⑤

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>						
<div style="display: flex; align-items: center;">  <div style="margin-left: 20px;"> <p>凡例</p> <p>設計基準対象施設から追加した箇所</p> </div> </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">③※1</td> <td>耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁（二次格納施設側）</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">③※2</td> <td>耐圧強化ベント系N₂パージ用元弁（タービン建屋側）</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第 1.9.8 図 耐圧強化ラインの窒素ガスパージ 概要図</p>	操作手順	弁名称	③※1	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁（二次格納施設側）	③※2	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁（タービン建屋側）	<p style="text-align: center;">東海第二</p>	<p>相違理由⑤</p>
操作手順	弁名称							
③※1	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁（二次格納施設側）							
③※2	耐圧強化ベント系N ₂ パージ用元弁（タービン建屋側）							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

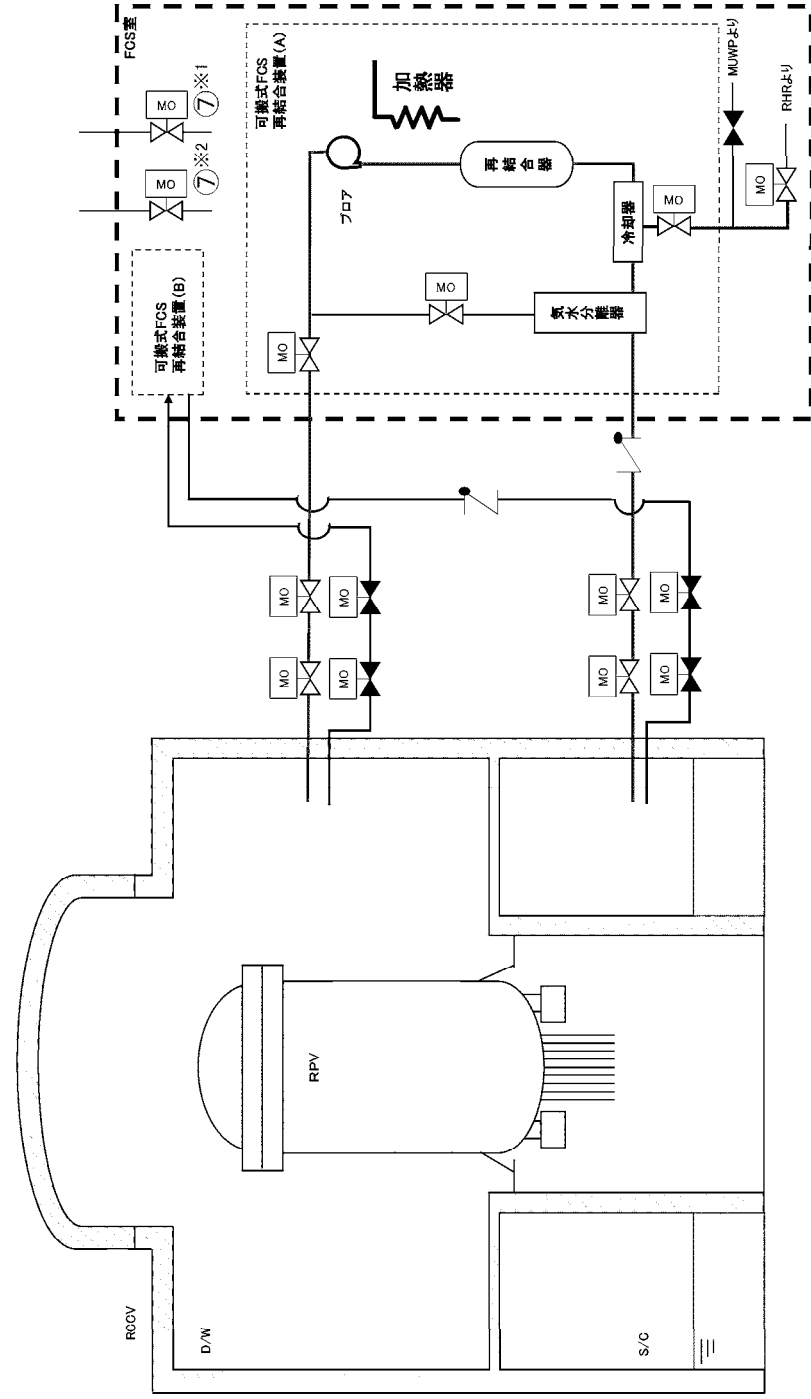
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)		東海第二	備考											
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">耐圧強化ラインの窒素ガスバージ</td> <td>2</td> <td> 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ開始 65分 現場移動※1 可搬型窒素供給装置健全性確認 現構移動 系統構成 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ作業完了 360分 </td> <td></td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員</td> <td> 現場移動 ホース移動 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ作業完了 </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	耐圧強化ラインの窒素ガスバージ	2	耐圧強化ラインの窒素ガスバージ開始 65分 現場移動※1 可搬型窒素供給装置健全性確認 現構移動 系統構成 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ作業完了 360分		緊急時対策要員	現場移動 ホース移動 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ作業完了				相違理由⑤
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考											
耐圧強化ラインの窒素ガスバージ	2	耐圧強化ラインの窒素ガスバージ開始 65分 現場移動※1 可搬型窒素供給装置健全性確認 現構移動 系統構成 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ作業完了 360分												
	緊急時対策要員	現場移動 ホース移動 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ作業完了												

※1：大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。
 ※2：窒素供給については窒素ガスバージ完了後も継続する。

第 1.9.9 図 耐圧強化ラインの窒素ガスバージ タイムチャート

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

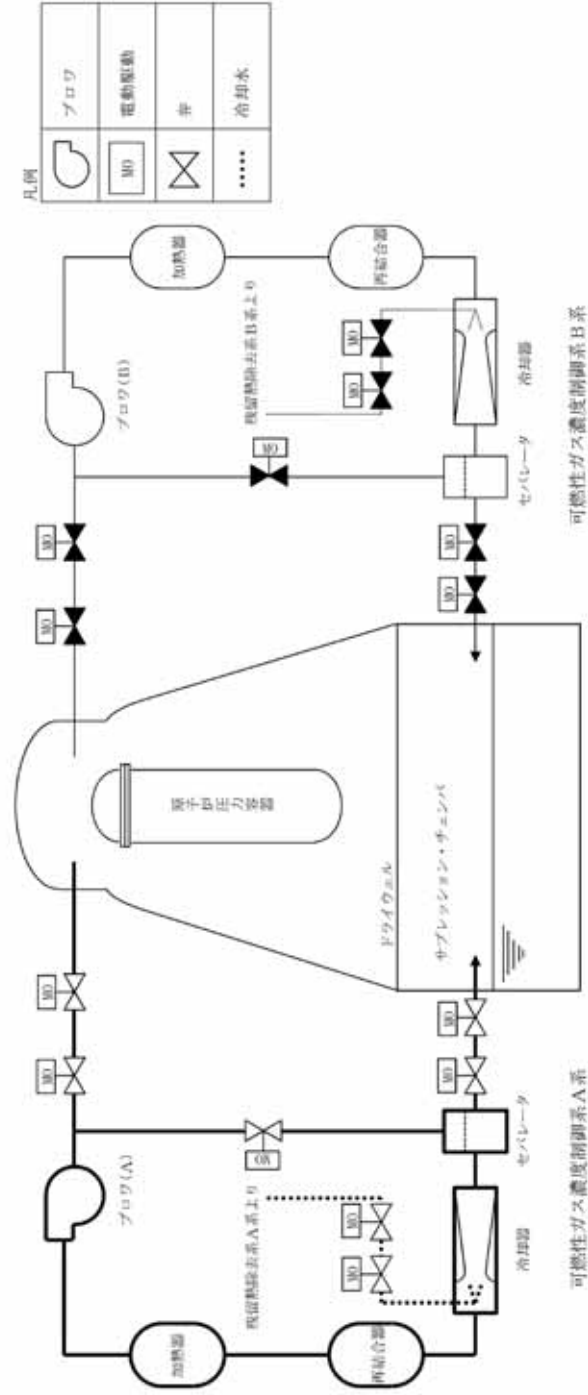


操作手順	弁名称
⑦※1	可燃性ガス濃度制御系室連絡弁(A)
⑦※2	可燃性ガス濃度制御系室連絡弁(B)

第1.9.10図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

東海第二

備考

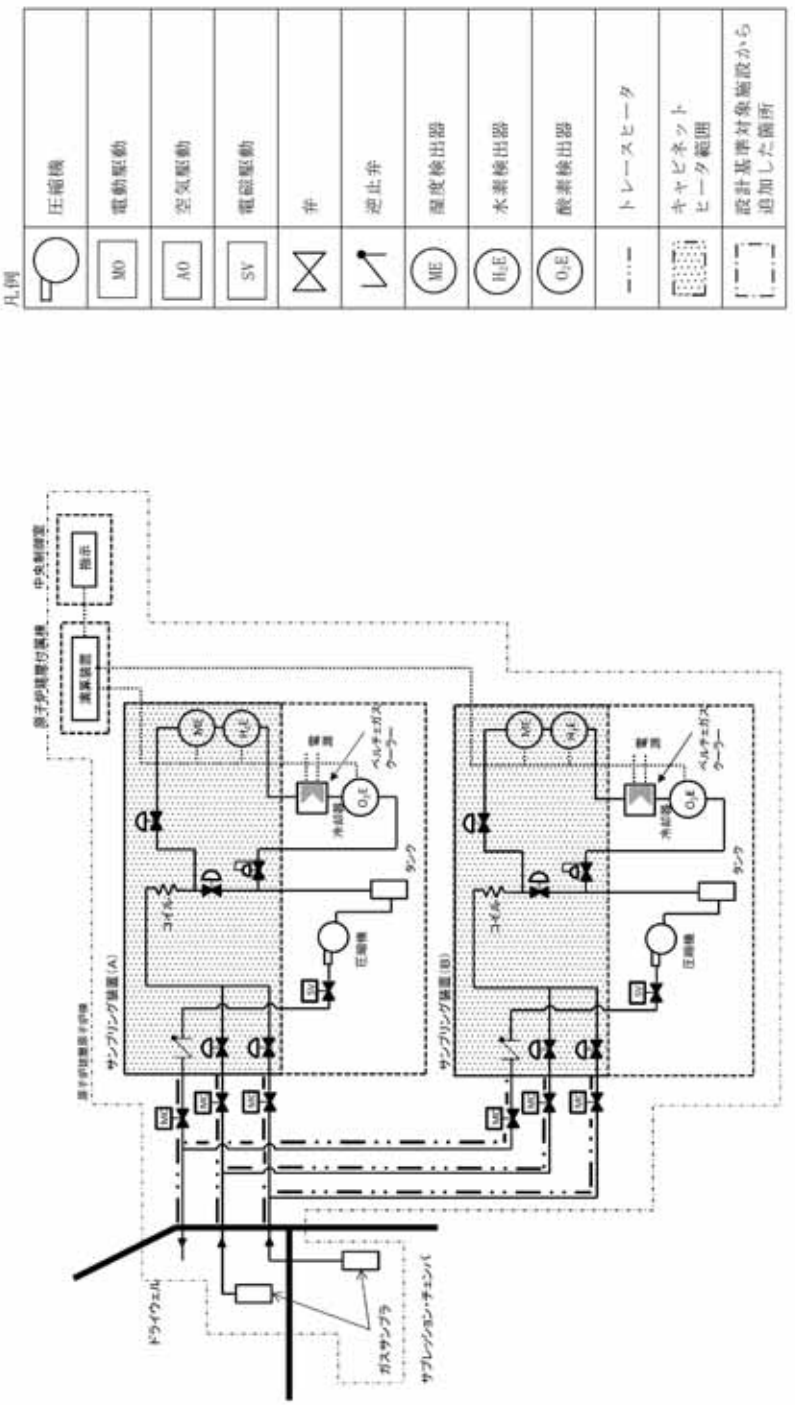


第1.9-8図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二	備考	
手順の項目 可燃性ガス濃度制御系による 原子炉格納容器内の 水素濃度制御	要員(数) 中央制御室運転員 A, B 2 現場運転員 C, D 2		備考	
	第 1.9.11 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート			
	可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また、可燃性ガス濃度制御系B系については、可燃性ガス濃度制御系プロロフ起動まで8分以内、再結合開始まで約180分以内で可能である。			
手順の項目 可燃性ガス濃度制御系 による原子炉格納容器 内の水素濃度制御	実施箇所・必要要員数 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1		備考	
	第1.9-9図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート			
	相違理由⑬			

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

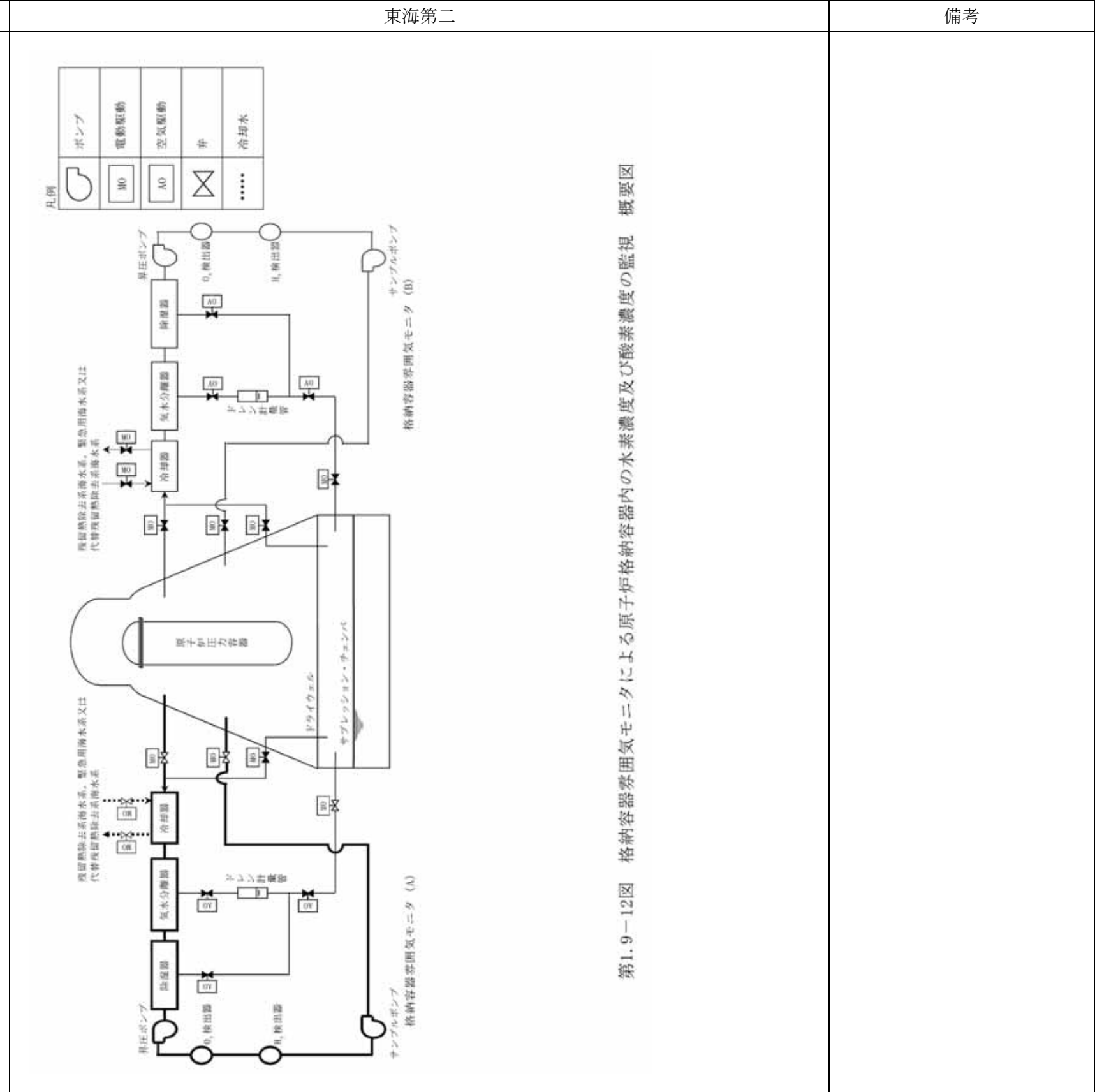
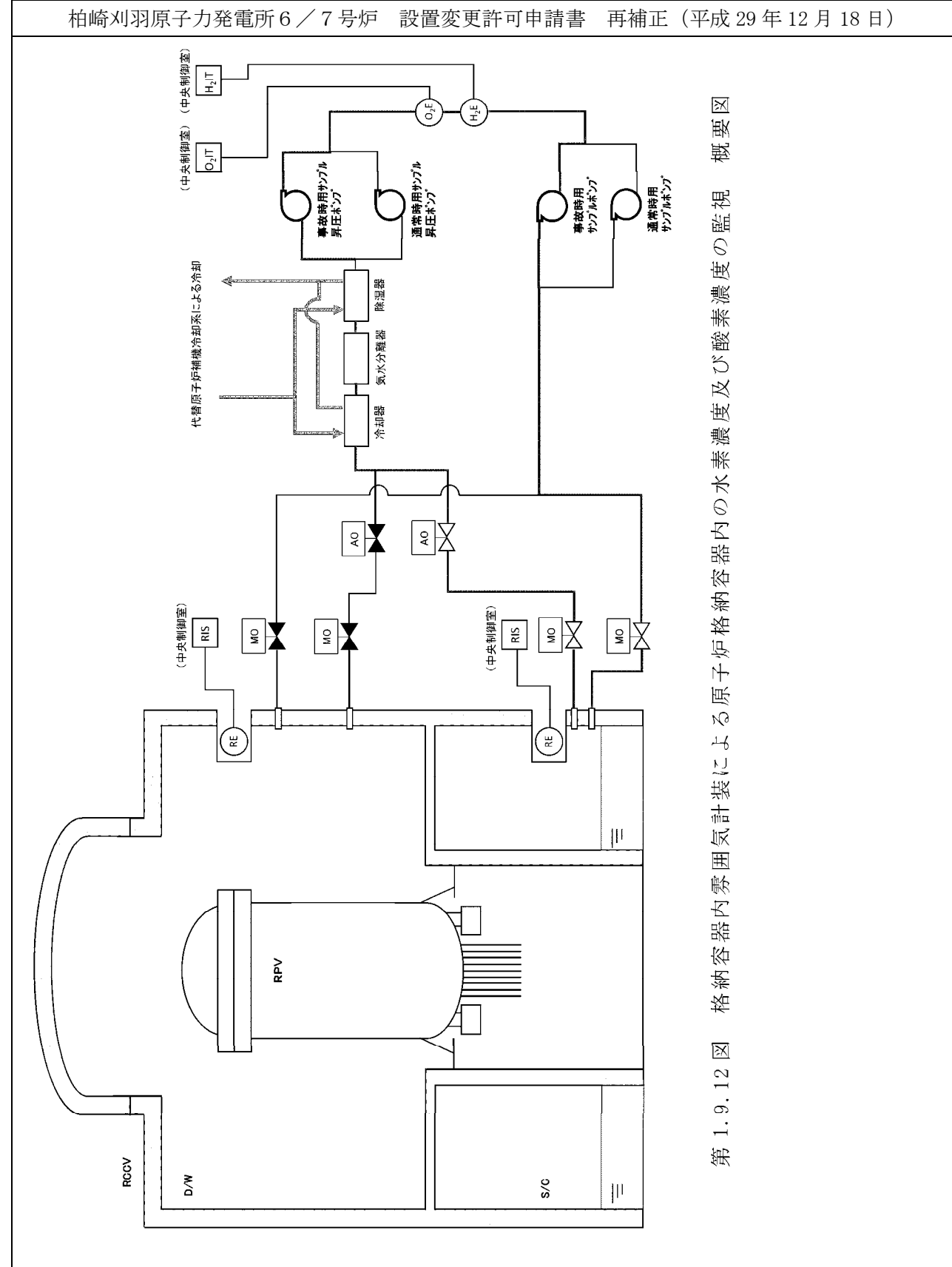
<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																								
	 <p>凡例</p> <table border="1" data-bbox="1335 367 2077 661"> <tr><td></td><td>圧縮機</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>空気駆動</td></tr> <tr><td></td><td>電磁駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>遮止弁</td></tr> <tr><td></td><td>湿度検出器</td></tr> <tr><td></td><td>水素検出器</td></tr> <tr><td></td><td>酸素検出器</td></tr> <tr><td></td><td>トレースヒータ</td></tr> <tr><td></td><td>キヤビネットヒータ範囲</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> <p>第1.9-10図 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図</p>		圧縮機		電動駆動		空気駆動		電磁駆動		弁		遮止弁		湿度検出器		水素検出器		酸素検出器		トレースヒータ		キヤビネットヒータ範囲		設計基準対象施設から追加した箇所	<p>相違理由⑥</p>
	圧縮機																									
	電動駆動																									
	空気駆動																									
	電磁駆動																									
	弁																									
	遮止弁																									
	湿度検出器																									
	水素検出器																									
	酸素検出器																									
	トレースヒータ																									
	キヤビネットヒータ範囲																									
	設計基準対象施設から追加した箇所																									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																																																																																
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 15%;">手順の項目</th> <th rowspan="2" style="width: 10%;">実施箇所・必要要員数</th> <th colspan="12" style="text-align: center;">経過時間 (分)</th> <th rowspan="2" style="width: 10%;">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th><th>50</th><th>55</th><th>60</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4" style="font-size: small;">格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</td> <td rowspan="4" style="font-size: small;">運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1</td> <td colspan="12" style="text-align: center;">交流電源確保 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による測定開始</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="12" style="text-align: center;">系統暖気 (※1)</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="12" style="text-align: center;">起動操作</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="12" style="text-align: center;">測定前準備</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="12" style="text-align: center;">測定開始</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1：通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており、全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。</p> <p style="text-align: center;">第1.9-11図 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート</p>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)												備考	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	交流電源確保 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による測定開始													系統暖気 (※1)													起動操作													測定前準備															測定開始													<p>相違理由⑥</p>
手順の項目	実施箇所・必要要員数			経過時間 (分)													備考																																																																																	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60																																																																																					
格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	交流電源確保 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による測定開始																																																																																																
		系統暖気 (※1)																																																																																																
		起動操作																																																																																																
		測定前準備																																																																																																
		測定開始																																																																																																

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】



備考

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考
手順の項目 格納容器内雰囲気計装による 原子炉格納容器内の 水素濃度及び酸素濃度の監 視	要員(数)	2		25分 格納容器内雰囲気計装による監視開始 通信施設設置準備、冷却水確保確認 電源確認 起動確認、計測開始 移動、電源確保
	中央制御室運転員 A、B	2		
	現場運転員 C、D	2		
第 1.9.13 図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 タイムチャート				

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考
手順の項目 格納容器雰囲気モニタ による原子炉格納容器 内の水素濃度及び酸素 濃度の監視	実施箇所・必要要員数	1		格納容器雰囲気モニタ起動 5分 起動操作 ※1
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1		
	格納容器雰囲気モニタ (A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を示す。また、格納容器雰囲気モニタ (B) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視については、格納容器雰囲気モニタ起動まで5分以内で可能である。			
第1.9-13図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 タイムチャート				
相違理由⑬				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>柏崎刈羽原子力発電所内の不活性化 ※1</p> <p>※1 運転中は格納容器内を窒素ガスで不活性化している。</p> <p>【凡例】 □ プラント状態 □ 操作、確認 ◇ 判断 ■ 重大事故等対応設備</p> <p>電源の喪失 代替交流電源 代替直流電源 による給電</p> <p>優先① ※2 可燃性ガス濃度制御系による原子炉 格納容器内の水素濃度制御</p> <p>優先② ※2 格納容器圧力逃がし装置 によるW/W割水素ガス・酸 素ガス排出</p> <p>優先③ ※2 格納容器圧力逃がし装置 によるD/W割水素ガス・酸 素ガス排出</p> <p>優先④ ※2 耐圧強化ベント系 によるW/W割水素ガス・酸素ガ ス排出</p> <p>※2 優先順位は、①→②→③→④の順とする。</p> <p>第 1.9.14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p>	<p>東海第二</p> <p>第1.9-14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>東二は当該手順につながるの ある手順との紐付けのため、 全体フローチャートを作成。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
	<p style="text-align: right;">第 1.9-14 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>東二は当該手順につながるのある手順との紐付けのため、全体フローチャートを作成。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.10.1 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 a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備 (a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止 (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制 (c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止 (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.10.2 重大事故等時の手順 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水</p>	<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.10.1 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 a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備 (a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止 (b) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制 (c) 水素排出による原子炉建屋等の損傷防止 (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備 b. 手順等</p> <p>1.10.2 重大事故等時の手順 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水）</p>	<p>東二は気体名として「ガス」は記載しない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二の格納容器頂部注水系は新設の常設低圧代替注水系ポンプを使用する常設と可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用する可搬型による手段を整備する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>東二はサプレッションプール浄化系は設置していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉建屋内の水素濃度監視 (2) 原子炉建屋<u>トップベント</u></p> <p>1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順</p> <p>(1) <u>原子炉建屋ガス処理系による水素排出</u></p> <p>a. <u>交流動力電源が健全である場合の操作手順</u> b. <u>全交流動力電源が喪失した場合の操作手順</u></p> <p>(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>(3) <u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出</u></p> <p>a. <u>ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放</u> b. <u>ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放</u></p> <p>1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>東二は原子炉建屋原子炉棟内の水素排出を目的とし、原子炉建屋ガス処理系を使用する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p> <p>東二は柏崎と同等の設備として原子炉建屋外側ブローアウトパネル及びブローアウトパネル強制開放装置を設置している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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。 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。 b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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。 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。 b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための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>相違理由① 設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。 東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>また、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい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ほかに、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五十三条及び技術基準規則第六十八条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、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1.10.1表に整理する。</p>	<p>1.10.1 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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>また、原子炉格納容器外への水素の漏えい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ほかに、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五十三条及び技術基準規則第六十八条（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、自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、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1.10-1表に整理する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由①</p> <p>図表番号の附番ルールの相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止</p> <p><u>i.</u> 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる手段がある。</p> <p>なお、静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員による起動操作は必要としない。</p> <p>静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合器 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 原子炉建屋原子炉区域 <p><u>ii.</u> 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、監視する手段がある。</p>	<p>a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備</p> <p>(a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止</p> <p><u>i)</u> 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。</p> <p>なお、静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員等^{※2}による起動操作は必要としない。</p> <p>静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合器 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・ 原子炉建屋原子炉棟 <p><u>※2</u> 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</p> <p><u>ii)</u> 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、監視する手段がある。</p>	<p>見出し記号の附番ルールの相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p> <p>相違理由① 相違理由⑥ 相違理由① 相違理由①</p> <p>東二は「技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対策要員のうち運転操作対応要員が重大事故等の対応に当たることとしている。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑨</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋水素濃度 <p>上記設備は原子炉建屋原子炉区域に8個（そのうち、原子炉建屋オペレーティングフロアに3個）設置している。</p> <p>iii) 代替電源による必要な設備への給電</p> <p>上記「i. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」及び「ii. 原子炉建屋内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。</p> <p>代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 <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 	<p>原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋水素濃度 <p>上記設備は原子炉建屋原子炉棟内に5個（そのうち、原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階に2個）設置する。</p> <p>iii) 代替電源による必要な設備への給電</p> <p>「(a) i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」, 「(a) ii) 原子炉建屋内の水素濃度監視」及び「(c) i) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。</p> <p>代替電源による必要な設備への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 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 	<p>相違理由⑥ 建屋規模、形状等の違いに伴う選定箇所及び設置個数の相違。</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由④⑨</p> <p>東二は原子炉建屋内の水素濃度監視のうち原子炉建屋原子炉棟6階は交流電源設備、6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものは直流電源設備からの給電が可能な設計。柏崎は全ての原子炉建屋水素濃度を直流電源からの給電が可能な設計。また、東二の原子炉建屋原子炉棟6階設置の水素濃度監視は交流電源のため前段で交流電源設備を起動しており継続的な給電をする。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p>	<p>・<u>燃料給油設備</u></p>	<p>柏崎は非常用交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は非常用交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置5台で定格とし、故障や点検を想定し、1台予備を確保している。よって、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。</p> <p>i. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水</p> <p>防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により原子炉ウエルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。</p> <p>格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>(b) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。</p> <p>i) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水</p> <p>代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウエルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制する。</p> <p>格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・低圧代替注水系配管・弁 ・格納容器頂部注水系配管・弁 ・原子炉ウエル ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p>ii) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）</p> <p>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウエルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素の漏えいを抑制する。</p> <p>格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑨②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・原子炉ウエル</p> <p>・燃料補給設備</p> <p><u>なお、防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水は、<u>防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p>	<p>・原子炉ウエル</p> <p>・<u>常設代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>可搬型代替交流電源設備</u></p> <p>・燃料給油設備</p> <p><u>なお、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p>	<p>低圧代替注水系及び格納容器頂部注水系の給電に使用 相違理由⑥</p> <p>柏崎はあらかじめ敷設したホースを使用することを記載しているが、東二はホースをあらかじめ敷設する前提ではないため記載していない。</p> <p>相違理由② 相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>i. <u>原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出</u></p> <p>原子炉建屋内に水素ガスが漏えいし、原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋トップベントを開放し、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。</p> <p>原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋トップベント ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ・ホース ・放水砲 ・燃料補給設備 <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋原子炉区域、原子炉建屋水素濃度、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、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付ける。</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>ii) <u>原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出</u></p> <p>原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放し、原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素を大気へ排出することで、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段がある。</p> <p>原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素の排出で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋外側ブローアウトパネル ・ブローアウトパネル強制開放装置 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル開閉状態表示 ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・ホース ・放水砲 ・燃料給油設備 <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋水素濃度、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及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>水素排出による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、非常用ガス処理系配管・弁、非常用ガス再循環系配管・弁、非常用ガス処理系排気筒、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></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>相違理由⑨⑤① 相違理由①⑥ 相違理由⑤⑥① 相違理由⑥① 相違理由⑤① 相違理由⑤ 相違理由⑤ 相違理由⑤ 相違理由⑤ 相違理由⑥⑩ 相違理由⑥ 相違理由⑥ 相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系、<u>サブプレッションプール浄化系</u>） 原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できることから有効である。 原子炉建屋トップベント 原子炉建屋オペレーティングフロア天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。 第二代替交流電源設備 <u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u> 	<p>以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系（<u>常設</u>）及び格納容器頂部注水系（<u>可搬型</u>）） 原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できることから有効である。 原子炉建屋外側ブローアウトパネルによる水素を排出するための設備（<u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置</u>） 原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が<u>原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器</u>で処理しきれない場合において、水素を排出することで原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段として有効である。 	<p>相違理由②③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥①</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑥①④</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため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（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.10.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.10.2表、第1.10.3表）。</p>	<p>b. 手順等</p> <p>上記「a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため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、運転員等及び重大事故等対応要員の対応として「<u>非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）</u>」、「<u>非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）</u>」、「<u>AM設備別操作手順書</u>」及び「<u>重大事故等対策要領</u>」に定める（第1.10-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.10-2表、第1.10-3表）。</p>	<p>相違理由⑩、対応手順書名を正確に記載</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉ウェル注水</p>	<p>1.10.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順</p> <p>(1) 原子炉ウェル注水</p> <p>a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合で、代替淡水貯槽の水位が規定値以上確保されている場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合^{※2}。</p> <p>※1：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-1図に、概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。</u></p> <p><u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するための準備を指示する。</u></p> <p><u>②運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>③発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。</u></p> <p><u>④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</u></p> <p><u>⑤発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の開始を指示する。</u></p> <p><u>⑥運転員等は中央制御室にて、ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開にした後、格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェル注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>⑦発電長は、運転員等に格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及び格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を指示する。</u></p> <p><u>⑧運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はウェル注水流量調節弁及びウェル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで6分以内で可能である。</u></p> <p><u>なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。</u></p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合</u>で、<u>格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}</u>。</p> <p>※1：<u>格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>）が確保されている場合。</p>	<p>b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽</u>を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋<u>原子炉棟</u>への水素漏えいを抑制する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、<u>ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃を超えるおそれがある場合</u>で、<u>格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合^{※2}</u>。</p> <p>※1：<u>ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ</u>内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線<u>モニタ</u>が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽</u>）が確保されている場合。</p>	<p>相違理由②⑨</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>東二では10倍を含めて炉心損傷と判断するため「以上」としている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10.1図に、概要図を第1.10.2図に、タイムチャートを第1.10.3図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水の準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配置、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-1図に、概要図を第1.10-5図に、タイムチャートを第1.10-6図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器頂部注水系（可搬型）の接続を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。</p> <p>③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。</p> <p>④発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由② 相違理由⑧ 相違理由⑩⑩ 柏崎は⑥に記載 相違理由② 相違理由② 相違理由② 相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>③中央制御室運転員 A は、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水に必要な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>④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配置、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑤当直副長は、原子炉格納容器内の温度が 171℃に到達したことを確認し、当直長に報告する。</p> <p>⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始を依頼する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、緊急時ウェル注水ライン（南側）元弁又は（北側）元弁のどちらかを開操作して送水流量を必要流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p>	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑥発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の系統構成を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開とし、発電長に報告する。</p> <p>⑧発電長は、災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑩災害対策本部長代理は、発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を報告するとともに、重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑪重大事故等対応要員は、格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし、格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑫発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことの確認を指示する。</p>	<p>東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑰と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑱</p> <p>東二は③に記載</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩⑱</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧中央制御室運転員 A は、原子炉ウェルに注水が開始されたことを上部ドライウェル内雰囲気温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。</p>	<p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェルに注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑭発電長は、災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことを報告する。</p> <p>⑮運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はウェル注水流量調節弁及びウェル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。</p> <p>⑯発電長は、災害対策本部長代理に格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水及び格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を依頼する。</p> <p>⑰重大事故等対応要員は、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又は格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止したことを災害対策本部長に報告する。</p> <p>⑱災害対策本部長は、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又は格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止したことを発電長に報告する。</p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩⑯</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>防火水槽を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約110分で可能である。</u></p> <p><u>淡水貯水池を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約115分で可能である。</u></p> <p><u>また、淡水貯水池を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約330分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具及び通信連絡設備を整備する。<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p> <p>なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p><u>【高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】</u>（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合】</u>（水源：西側淡水貯水設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p> <p>なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部が冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。</p>	<p>相違理由⑩⑩</p> <p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示す。柏崎は使用する注入配管に対して所要時間を示している。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、復水貯蔵槽を水源としてサプレッションプール浄化系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合※1において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、サプレッションプール浄化系が使用可能な場合※2。</p> <p>※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。ただし、7号炉のサプレッションプール浄化系ポンプは空冷式の設備であるため、補機冷却水による冷却が不要である。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10.1図に、概要図を第1.10.4図に、タイムチャートを第1.10.5図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にサプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水の準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員A及びBは、サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③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、サプレッションプール浄化系が使用可能か確認する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水の系統構成として、燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作、燃料プール冷却浄化系ウェル再循環弁の全開操作を実施し、当直副長にサプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水の準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直副長は、原子炉格納容器内の温度が171℃に到達したことを確認し、中央制御室運転員にサプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水開始を指示する。</p>		相違理由③

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>サブプレッションプール浄化系ポンプを起動し、速やかにサブプレッションプール浄化系燃料プール注入弁の開操作にて、サブプレッションプール浄化系系統流量指示値が必要流量になるよう調整する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉ウェルへの注水が開始されたことを上部ドライウエル内雰囲気温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧当直長は、<u>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。</u></p> <p>⑨当直副長は、<u>中央制御室運転員 A 及び B に原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を指示する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水開始まで約 40 分で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p><u>なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。</u></p>		相違理由③
<p>1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順</p>	<p>1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順</p> <p>(1) <u>原子炉建屋ガス処理系による水素排出</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、外部電源又は非常用ディーゼル発電機により電源を確保し、原子炉建屋ガス処理系の自動起動を確認する。ただし、原子炉建屋ガス処理系が自動起動していない場合は、原子炉建屋ガス処理系を手動起動する。また、全交流動力電源喪失時には常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により電源を確保し、原子炉建屋ガス処理系を手動起動する。なお、原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、放射性物質を低減して原子炉建屋外に排出する。</u></p>	相違理由④

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合※1において、外部電源又は非常用ディーゼル発電機により原子炉建屋ガス処理系に給電が可能な場合。</u></p> <p><u>※1：ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系による水素排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-2図に、概要図を第1.10-7図に、タイムチャートを第1.10-8図に示す。</u></p> <p><u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系及び原子炉建屋ガス処理系B系の自動起動の確認を指示する。</u></p> <p><u>②運転員等は中央制御室にて、自動起動信号（原子炉水位低（レベル3）、ドライウエル圧力高、原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高又は原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高信号）により非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス処理系排風機（B）並びに非常用ガス再循環系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（B）が起動したことを確認するとともに、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。</u></p> <p><u>③運転員等は中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁、非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁、非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁、非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。</u></p> <p><u>④運転員等は、発電長に原子炉建屋ガス処理系A系及び原子炉建屋ガス処理系B系が自動起動したことを報告する。</u></p>	<p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑤発電長は、環境へのガス放出量の増大、フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系又は原子炉建屋ガス処理系B系の停止を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）又は非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止し、発電長に報告する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等に原子炉建屋換気系が隔離していることを確認するように指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋換気系が隔離されていることを確認し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員等（当直運転員）1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建屋ガス処理系による水素排出開始まで6分以内で可能である。</p> <p>b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）2C又はMCC 2Dの受電が完了した場合。</p> <p>(b) 操作手順 原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出手順の概要は以下のとおり（原子炉建屋ガス処理系B系による水素排出手順も同様。）。手順の対応フローを第1.10-2図に、概要図を第1.10-7図に、タイムチャートを第1.10-8図に示す。</p>	<p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出の準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出に必要な排風機及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁、非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁、非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁、非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。なお、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合、又は非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁、非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁、非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁、非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は、中央制御室にて系統構成を実施する。</p> <p>④運転員等は、発電長に原子炉建屋ガス処理系による水素排出の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等（当直運転員）1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建屋ガス処理系による水素排出開始まで5分以内で可能である。</p>	<p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(1) 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒式水素再結合器の動作状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。</p> <p>また、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p>	<p>(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素濃度、原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階のハッチ等の貫通部付近の水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒式水素再結合器の動作状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。</p> <p>また、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}</p> <p>※1：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p>	<p>相違理由⑨</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p> <p>建屋規模、形状等の違いに伴う選定箇所の相違。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑯</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 操作手順</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。</p> <p>また、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が1.3vol%に到達した場合は、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。</p> <p>③中央制御室運転員Aは、原子炉建屋オペレーティングフロアの原子炉建屋水素濃度指示値が1.3vol%に到達したことを確認した場合は、非常用ガス処理系を停止する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて対応を実施する。</p> <p>また、非常用ガス処理系の停止操作は、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非常用ガス処理系の停止まで約5分で可能である。</p>	<p>b. 操作手順</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。<u>手順の対応フローを第1.10-2図に、概要図を第1.10-9図に、タイムチャートを第1.10-10図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等</u>に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。</p> <p>また、原子炉建屋原子炉棟の最上階である6階の水素濃度が2.0vol%に到達した場合は、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況を監視する。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉建屋内の原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達したことを確認した場合は、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風（A）又は非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止する。</u></p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視は、<u>運転員等1名にて対応を実施する。</u></p> <p>また、<u>原子炉建屋ガス処理系の停止操作は、運転員等（当直運転員）1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建屋ガス処理系の停止まで6分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑰⑥</p> <p>相違理由④⑥</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) <u>原子炉建屋トップベント</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋<u>トップベント</u>を開放することにより、原子炉建屋<u>オペレーティングフロア天井部</u>に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</p> <p>また、原子炉建屋<u>トップベント</u>を開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については、「1.12.2.1(1)a. <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</u>」にて整備する。</p> <p>a. <u>手順着手の判断基準</u> 原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合。</p> <p>b. <u>操作手順</u> 原子炉建屋<u>トップベント</u>操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10.6図に、概要図を第1.10.7図に、タイムチャートを第1.10.8図に示す。</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準</u>に基づき、<u>当直長</u>を經由して、<u>原子炉建屋トップベント</u>の実施を<u>緊急時対策本部</u>に依頼する。また、<u>中央制御室運転員</u>に原子炉建屋<u>オペレーティングフロア天井付近</u>の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、<u>原子炉建屋内の水素濃度の監視に必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。</u></p> <p>③緊急時対策本部は、<u>原子炉建屋トップベントの開放の準備開始を緊急時対策要員に指示する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>工具を準備し、原子炉建屋トップベントの開放の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑤緊急時対策本部は、<u>原子炉建屋トップベントの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>原子炉建屋トップベントの開放を実施し、緊急時対策本部に報告する。</u>また、<u>緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>(3) <u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋<u>外側ブローアウトパネルの開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部</u>を開放することにより、原子炉建屋<u>原子炉棟の最上階である6階</u>に滞留した水素を大気へ排出し、原子炉建屋<u>原子炉棟</u>の水素爆発を防止する。</p> <p>また、原子炉建屋<u>外側ブローアウトパネル</u>を開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については、「1.12.2.1(1)a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</u>」にて整備する。</p> <p>a. <u>ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> 原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合。</p> <p>(b) <u>操作手順</u> <u>ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放操作手順</u>の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-2図に、概要図を第1.10-11図に、タイムチャートを第1.10-12図に示す。</p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準</u>に基づき、<u>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放による水素排出の実施を災害対策本部長代理</u>に依頼する。また、<u>運転員等</u>に原子炉建屋<u>内</u>の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員</u>に原子炉建屋<u>外側ブローアウトパネル</u>の開放を指示する。</p> <p>③重大事故等対応要員は、<u>現場（原子炉建屋原子炉棟外）にてブローアウトパネル強制開放装置を操作し、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を実施し、災害対策本部長代理に報告する。</u>また、<u>災害対策本部長代理は発電長に連絡する。</u></p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤⑥ 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨ 相違理由⑤ 相違理由⑧</p> <p>相違理由⑩⑤ 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩⑤</p> <p>相違理由⑩⑤</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦中央制御室運転員 A は、原子炉建屋トップベントの開放により原子炉建屋オペレーティングフロアの原子炉建屋水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直副長に報告する。</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 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋トップベントの開放まで約55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、通信連絡設備を整備する。<u>反力用フック及びトップベント開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け、レバーブロックの操作は容易に実施可能である。</u></p> <p>また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により原子炉建屋内の水素濃度が低下したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの1箇所を開放するまで50分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整備する。</p> <p>また、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、放射線防護具を装備して作業を行う。</p>	<p>相違理由⑰⑵</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩⑰</p> <p>相違理由⑵</p> <p>相違理由⑵</p> <p>相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>b. <u>ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建屋外側ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%に到達後、格納容器圧力逃がし装置による水素排出を実施したにもかかわらず、原子炉建屋内の水素濃度が上昇を継続している場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u></p> <p><u>ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-2図に、概要図を第1.10-11図に、タイムチャートを第1.10-13図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出の実施を災害対策本部長代理に依頼する。また、運転員等に原子炉建屋内の水素濃度を監視するように指示する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放を指示する。</p> <p>③重大事故等対応要員は、現場（二次格納施設外）にてブローアウトパネル閉止装置を操作し、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放を実施後、災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は発電長に連絡する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放により原子炉建屋内の水素濃度が低下したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>(c) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからブローアウトパネル閉止装置のパネル部の1箇所を開放するまで40分以内で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整備する。</u></p> <p><u>また、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、放射線防護具を装備して作業を行う。</u></p>	相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源設備により給電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>1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>復水貯蔵槽，防火水槽への水の補給手段及び水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。</p> <p><u>サブプレッションプール浄化系ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型直流電源設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）への燃料補給手順</u>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>放水砲を用いた原子炉建屋への放水については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p>	<p>1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源設備により給電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>1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>水源から接続口までの<u>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順</u>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。</p> <p><u>非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機及び監視計器への電源供給手順</u>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><u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順</u>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>放水砲を用いた原子炉建屋への放水については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順</u>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></p> <p>相違理由②</p> <p>東二は詳細な電源を明確にしている。</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は詳細な電源を明確にしている。</p> <p>相違理由⑥⑩</p> <p>東二は操作の判断，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>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10.9図に示す。</p> <p>(1) 原子炉ウェル注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、<u>原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で、サブプレッションプール浄化系が使用可能であればサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水を実施する。サブプレッションプール浄化系が使用不可能な場合は、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。この際の水源は防火水槽を優先し、防火水槽が使用不可能な場合は淡水貯水池を使用する。</u></p> <p>(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋<u>トップベント</u></p> <p>原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合器の動作状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。</p> <p>静的触媒式水素再結合器の動作により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、原子炉建屋<u>トップベント</u>により水素ガスの排出を実施する。</p>	<p>1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10-14図に示す。</p> <p>(1) 原子炉ウェル注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器トップヘッドフランジ部からの水素漏えいを抑制するため、<u>ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続している場合、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が使用不可能な場合は、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を実施する。</u></p> <p>(2) <u>原子炉建屋ガス処理系、原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋外側ブローアウトパネル</u></p> <p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉建屋ガス処理系により水素を排出するとともに、原子炉建屋内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合器の動作状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。</u></p> <p>原子炉建屋ガス処理系による水素排出及び静的触媒式水素再結合器の動作により、原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は、<u>原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%到達後原子炉建屋ガス処理系を停止するとともに、水素の発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、原子炉建屋外側ブローアウトパネルにより水素の排出を実施する。</u></p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由①⑥③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑨④⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は原子炉建屋ガス処理系の停止判断基準（水素濃度）を記載した。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考		
第1.10.1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，対処設備，手順書一覧（1/2）					第1.10-1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，対処設備，手順書一覧（1/3）					<p>全体を通して共通の相違理由②⑥⑪⑫⑬⑭については記載を省略する。</p> <p>それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し，備考に理由を記載しているため下線を省略する。</p> <p>柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 （以下，第1.10-1表は同様。）</p>		
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉区域	重大事故等 対処設備	- ※1	水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟		重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」			原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度		重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等 重大事故等対策要領
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備 自主対策 設備	- ※2			代替電源による必要な設備への給電	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 燃料給油設備		重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「電源供給回復」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策 設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」	原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	代替電源による必要な設備への給電	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 燃料給油設備	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「電源供給回復」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
		サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系（6号炉のみ）	自主対策 設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「SPCUによる原子炉ウエル注水」			サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系（6号炉のみ）	自主対策 設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「SPCUによる原子炉ウエル注水」	

※1:静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.13 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。
 ※4:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。
 ※2：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。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（2／3）						
	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	自主対策設備	手順書
		原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系（常設）による 原子炉ウエルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 燃料給油設備	自主対策設備
			格納容器頂部注水系（可搬型）による 原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）	可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料給油設備	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
<p>※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。 ※2：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>						

柏崎の原子炉ウエルへの注水に係る記載は，比較表ページ35に記載。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）					対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）					相違理由④
分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止	—	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車（原子炉建屋放水設備） ※4 ホース 放水砲 ※4 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策（原子炉建屋トップベント）」 自主対策設備	水素排出による原子炉建屋等の損傷防止	—	原子炉建屋ガス処理系による水素排出	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	
<p>※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。</p> <p>※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p>					<p>※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。</p> <p>※2：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>					相違理由⑤

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																													
<p style="text-align: center;">第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/2）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウエル注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCU制御」</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>電源 M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書 「SPCUによる原子炉ウエル注水」</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 サブプレッションプール浄化系系統流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウエル注水			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度	水源の確保 防火水槽 淡水貯水池	AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」	操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度	水源の確保 防火水槽 淡水貯水池	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCU制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度	電源 M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧	AM設備別操作手順書 「SPCUによる原子炉ウエル注水」	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度	補機監視機能 サブプレッションプール浄化系系統流量	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)			<p style="text-align: center;">第1.10-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/3）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>電源 緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確認 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">操作</td> <td>水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）</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）	1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	電源 緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	AM設備別操作手順書	操作	水源の確認 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）	AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度	補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）	<p>全体を通して共通の相違理由②⑥⑩⑫⑬⑭については記載を省略する。</p> <p>それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略する。</p> <p>柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第1.10-2表は同様。)</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）																																																																													
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウエル注水																																																																															
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																																													
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度																																																																													
		水源の確保 防火水槽 淡水貯水池																																																																													
AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」	操作	原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度																																																																													
		水源の確保 防火水槽 淡水貯水池																																																																													
		事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCU制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																																											
				原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																																											
原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度																																																																															
電源 M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧																																																																															
AM設備別操作手順書 「SPCUによる原子炉ウエル注水」	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 サブプレッションプール浄化系系統流量																																																																													
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)																																																																															
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）																																																																													
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水																																																																															
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																																																																													
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確認 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）																																																																													
AM設備別操作手順書	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																																													
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度																																																																													
		補機監視機能 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）																																																																													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																					
	<p>監視計器一覧 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1353 401 1605 470">手順書</th> <th data-bbox="1605 401 1991 470">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1991 401 2448 470">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1353 470 2448 554">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1353 554 1605 982">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1605 554 1991 982">判断基準</td> <td data-bbox="1991 554 2448 982"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1353 982 1605 1094"></td> <td data-bbox="1605 982 1991 1094">操作</td> <td data-bbox="1991 982 2448 1094">補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量</td> </tr> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1353 1094 2448 1178">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1353 1178 1605 1667">非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書</td> <td data-bbox="1605 1178 1991 1667">判断基準</td> <td data-bbox="1991 1178 2448 1667"> 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1353 1667 1605 1778"></td> <td data-bbox="1605 1667 1991 1778">操作</td> <td data-bbox="1991 1667 2448 1778">補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量</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)	1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧		操作	補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量	1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順			非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧		操作	補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量	<p>相違理由④</p> <p>相違理由④</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)																					
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順																							
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧																					
	操作	補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量																					
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順																							
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 電源 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 直流 125V 主母線盤 2 A電圧 直流 125V 主母線盤 2 B電圧																					
	操作	補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考																																																				
<p>監視計器一覧（2/2）</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">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋内の水素濃度監視</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」</td> <td rowspan="4">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</td> </tr> <tr> <td>電源 AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)原子炉建屋トップベント</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策（原子炉建屋トップベント）」</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階</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）	1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋内の水素濃度監視			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	電源 AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置		1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)原子炉建屋トップベント			事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策（原子炉建屋トップベント）」	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階	<p>監視計器一覧（3/3）</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">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建屋内の水素濃度監視</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 a. ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 b. ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階</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）	1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建屋内の水素濃度監視			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	操作	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量	1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 a. ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階	1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 b. ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放			非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階	<p>備考</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</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）																																																						
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋内の水素濃度監視																																																								
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)																																																						
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																						
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置																																																						
		電源 AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧																																																						
操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置																																																							
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)原子炉建屋トップベント																																																								
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策（原子炉建屋トップベント）」	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置																																																						
		操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階																																																					
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）																																																						
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建屋内の水素濃度監視																																																								
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)																																																						
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度																																																						
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置																																																						
	操作	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																						
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置																																																						
		補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量																																																						
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 a. ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放																																																								
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置																																																						
		操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階																																																					
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (3) 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放及びブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放による水素排出 b. ブローアウトパネル閉止装置のパネル部開放																																																								
非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」等	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置																																																						
		操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階																																																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																												
<p style="text-align: center;">第 1.10.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 33%;">対象条文</th> <th style="width: 33%;">供給対象設備</th> <th style="width: 33%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</td> <td>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> <td>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度</td> <td>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V	原子炉建屋水素濃度	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源	<p style="text-align: center;">第1.10-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 33%;">対象条文</th> <th style="width: 33%;">供給対象設備</th> <th style="width: 33%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</td> <td>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度</td> <td>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MCC 緊急用直流 125V 主母線盤</td> </tr> <tr style="border: 2px dashed black;"> <td>非常用ガス処理系排風機</td> <td>常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B</td> </tr> <tr style="border: 2px dashed black;"> <td>非常用ガス再循環系排風機</td> <td>常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系</td> </tr> <tr style="border: 2px dashed black;"> <td>非常用ガス再循環系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	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	原子炉建屋水素濃度	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MCC 緊急用直流 125V 主母線盤	非常用ガス処理系排風機	常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系	非常用ガス処理系 弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B	非常用ガス再循環系排風機	常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系	非常用ガス再循環系 弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B	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 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤	<p>柏崎との相違箇所については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略。</p> <p style="text-align: center;">相違理由④</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																												
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V																												
	原子炉建屋水素濃度	常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V																												
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源																												
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																												
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	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																												
	原子炉建屋水素濃度	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MCC 緊急用直流 125V 主母線盤																												
	非常用ガス処理系排風機	常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系																												
	非常用ガス処理系 弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B																												
	非常用ガス再循環系排風機	常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系																												
	非常用ガス再循環系 弁	常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B																												
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 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤																													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="290 422 1077 1224" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="284 1339 1154 1390" data-label="Caption"> <p>第1.10.1図 SOP「PCV制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1492 415 2418 1241" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1311 1247 2472 1287" data-label="Caption"> <p>第1.10-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水-1」における対応フロー図</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1507 367 2347 1260" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1329 1291 2466 1327">第1.10-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「水素」における対応フロー図</p>	<p data-bbox="2516 361 2881 571">柏崎における同等の手順フローである事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」は、比較表ページ57に記載。</p>

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>						
	<table border="1" data-bbox="1973 1192 2062 1717"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>井名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥*1, ⑥*2</td> <td>ウエル注水弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2, ⑥*1</td> <td>ウエル注水流量調節弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。 ○*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は、その実施順を示す。</p> <p>第1.10-3図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 概要図</p>	操作手順	井名称	⑥*1, ⑥*2	ウエル注水弁	⑥*2, ⑥*1	ウエル注水流量調節弁	<p>相違理由②</p>
操作手順	井名称							
⑥*1, ⑥*2	ウエル注水弁							
⑥*2, ⑥*1	ウエル注水流量調節弁							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

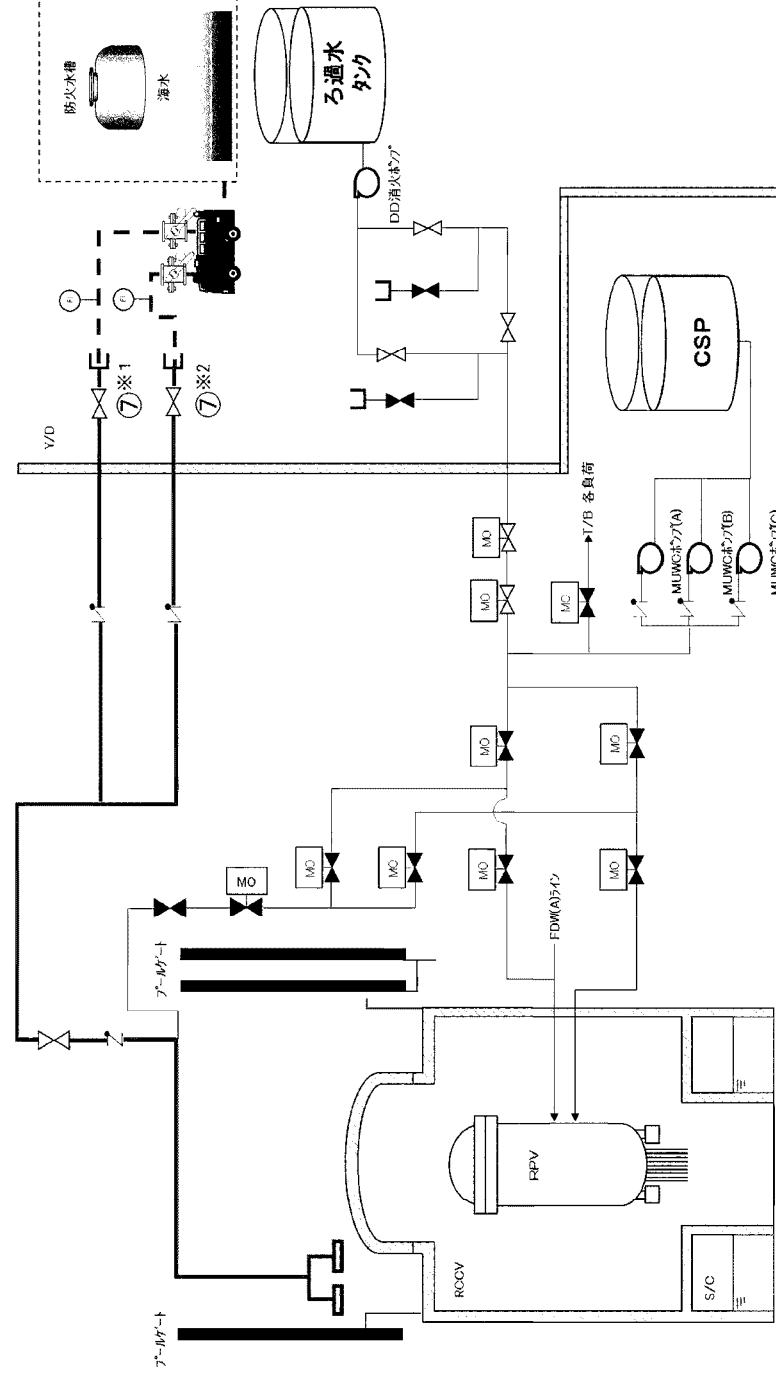
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																
	<table border="1" data-bbox="1329 373 2472 541"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="9">経過時間（分）</th> <th></th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="9">格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 6分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水</td> <td>運転員等（当直運転員）（中央制御室）</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td>系統構成、注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1341 630 2448 745">第1.10-4図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 タイムチャート</p>			経過時間（分）												1	2	3	4	5	6	7	8	9	備考	手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 6分										格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1									系統構成、注水開始操作	相違理由②
		経過時間（分）																																																
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	備考																																							
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 6分																																																
格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1									系統構成、注水開始操作																																							

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

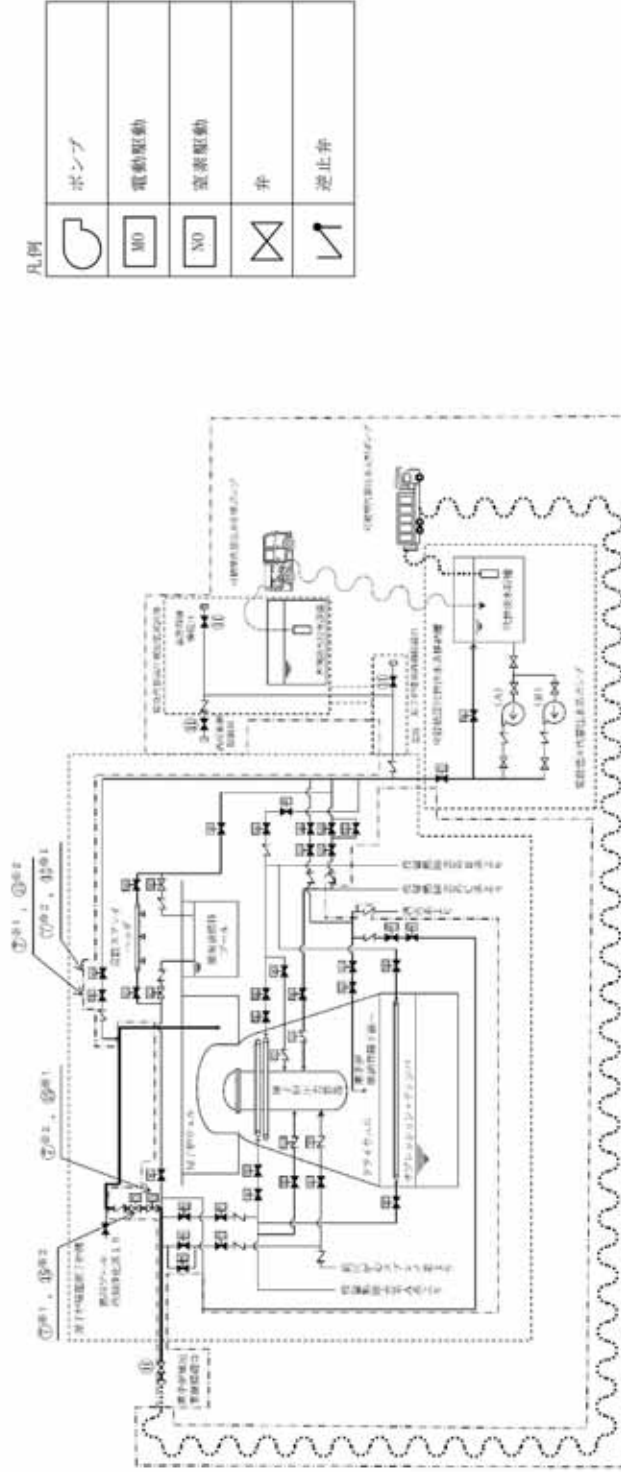
東海第二

備考



操作手順	弁名称
⑦※1	緊急時ウエル注水ライン(南側)元弁
⑦※2	緊急時ウエル注水ライン(北側)元弁

第1.10.2図 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） 概要図



凡例	記号	名称
ポンプ	MO	電動駆動
電動駆動	MO	空素駆動
空素駆動	MC	弁
弁	MC	遮止弁

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦※1, ⑦※2	ウエル注水弁	①	原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁
⑦※1, ⑦※2	ウエル注水流量調節弁		

記載例 ○：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は、その実施順を示す。

第1.10-5図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） 概要図

相違理由②

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div style="text-align: center;"> </div> <p>第1.10.3図 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） タイムチャート（1/3）</p> <p>※1 3分おきで東側第二保管出所内の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用する場合は、稼働時間は約90分で可搬である。 ※2 3分おきで東側第二保管出所への移動は、10分と想定する。 ※3 原子炉格納容器トップアップラジが補充するために必要な注水量を注水後、ポンプを停止する。</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> </div> </div> <p>【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m、ホース敷設（西側淡水貯槽から高所西側接続口）の場合は70m】</p> <p>第1.10-6図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） タイムチャート（1/2）</p>	<p>備考</p> <p>相違理由② 相違理由⑩</p>

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考																		
<p>手順の項目</p> <p>格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水 【除水排水ポンプ水送機と注水ポンプ】 【除水排水ポンプ水送機と注水ポンプ】</p>	要員の項目	経過時間(分)		備考																		
	1 中央制御室運転員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210
	2 緊急時対応係員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210
2 緊急時対応係員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	

※1 5分は既設時「体管出口への後継は、10分と想定する。

※2 原子炉格納容器トップフランジが冠水するため必要な注水ポンプを準備、ポンプを停止する。

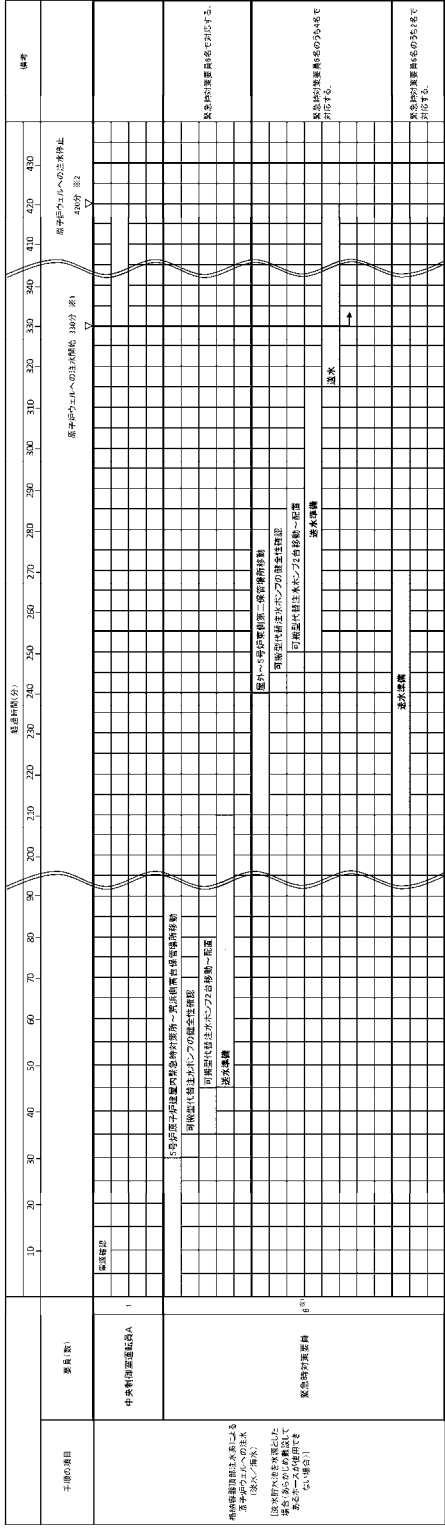
第 1.10.3 図 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (2/3)

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考																		
<p>手順の項目</p> <p>格納容器頂部注水系 (可搬型) による原子炉ウエルへの注水 【ホース敷設 (西側淡水貯水槽から原子炉建屋東側接続口) の場合は542m, ホース敷設 (西側淡水貯水槽から原子炉建屋東側接続口) の場合は881m】</p>	要員の項目	経過時間(分)		備考																		
	1 運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210
	8 車本運転等 対応係員	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210

第1.10-6図 格納容器頂部注水系 (可搬型) による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (2/2)

相違理由②
相違理由⑩

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"> <p>主要項目</p> <p>主要項目</p> <p>主要項目</p> </div> <div style="width: 65%;">  <p style="text-align: center;">第 1.10.3 図 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） タイムチャート（3/3）</p> </div> </div> <p>※1 緊急時対策室（10号）にてモニタリングを実施し、6号炉への注水開始より約20分、7号炉への注水開始より約30分まで可能である。 ※2 緊急時対策室（10号）にてモニタリングを実施し、6号炉への注水開始より約20分、7号炉への注水開始より約30分まで可能である。 ※3 原子炉格納容器トップアップシステムが正常に動作するため、必要に応じて注水停止を行う。</p>		<p>相違理由② 相違理由⑩</p>

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>								
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 50%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④※1</td> <td>燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁</td> </tr> <tr> <td>④※2</td> <td>燃料ウエル冷却浄化系ウエル再循環弁</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>サブレーションポンプ冷却浄化系燃料プール注入弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1.10.4図 サブレーションポンプ冷却浄化系による原子炉ウエルへの注水 概要図</p> </div> </div>	操作手順	弁名称	④※1	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁	④※2	燃料ウエル冷却浄化系ウエル再循環弁	⑥	サブレーションポンプ冷却浄化系燃料プール注入弁		<p>相違理由③</p>
操作手順	弁名称									
④※1	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁									
④※2	燃料ウエル冷却浄化系ウエル再循環弁									
⑥	サブレーションポンプ冷却浄化系燃料プール注入弁									

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二	備考
手順の項目	要員(数)		
	サブプレッショングル浄化系による原子炉ウエルへの注水	2	
経過時間(分)			
10			
20			
30			
40			
原子炉ウエルへの注水開始 40分			
原子炉ウエルへの注水停止 130分			
準備			
運転連絡設備準備			
ポンプ起動、注水開始			
上層ドライウエル内雰囲気温度確認			
移動、系統構成			
原子炉格納容器トップヘッド フランジが冠水するため、必要注水量を注水後、ポンプ停止			

第 1.10.5 図 サプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水 タイムチャート

相違理由③

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

<p>柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）</p>	<p>東海第二</p>	<p>備考</p>																										
	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> <p>凡例</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>排風機</td> </tr> <tr> <td></td> <td>空気駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>バタフライ弁</td> </tr> </table> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③⁰¹, ③⁰²</td> <td>非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁</td> <td>③⁰⁹, ③¹⁰</td> <td>非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁</td> </tr> <tr> <td>③⁰³, ③⁰⁴</td> <td>非常用ガス再循環系系統入口弁</td> <td>③¹¹, ③¹²</td> <td>非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁</td> </tr> <tr> <td>③⁰⁵, ③⁰⁶</td> <td>非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁</td> <td>③¹³, ③¹⁴</td> <td>非常用ガス再循環系系統再循環弁</td> </tr> <tr> <td>③⁰⁷, ③⁰⁸</td> <td>非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○⁰¹～：操作手順番号を示す。 ○⁰¹～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は、その実施順を示す。</p> </div>		排風機		空気駆動		バタフライ弁	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	③ ⁰¹ , ③ ⁰²	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	③ ⁰⁹ , ③ ¹⁰	非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁	③ ⁰³ , ③ ⁰⁴	非常用ガス再循環系系統入口弁	③ ¹¹ , ③ ¹²	非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁	③ ⁰⁵ , ③ ⁰⁶	非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	③ ¹³ , ③ ¹⁴	非常用ガス再循環系系統再循環弁	③ ⁰⁷ , ③ ⁰⁸	非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁			<p>相違理由④</p>
	排風機																											
	空気駆動																											
	バタフライ弁																											
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称																									
③ ⁰¹ , ③ ⁰²	非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁	③ ⁰⁹ , ③ ¹⁰	非常用ガス処理系フィルタトレイン入口弁																									
③ ⁰³ , ③ ⁰⁴	非常用ガス再循環系系統入口弁	③ ¹¹ , ③ ¹²	非常用ガス処理系フィルタトレイン出口弁																									
③ ⁰⁵ , ③ ⁰⁶	非常用ガス再循環系フィルタトレイン入口弁	③ ¹³ , ③ ¹⁴	非常用ガス再循環系系統再循環弁																									
③ ⁰⁷ , ③ ⁰⁸	非常用ガス再循環系フィルタトレイン出口弁																											

第1.10-7図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 概要図

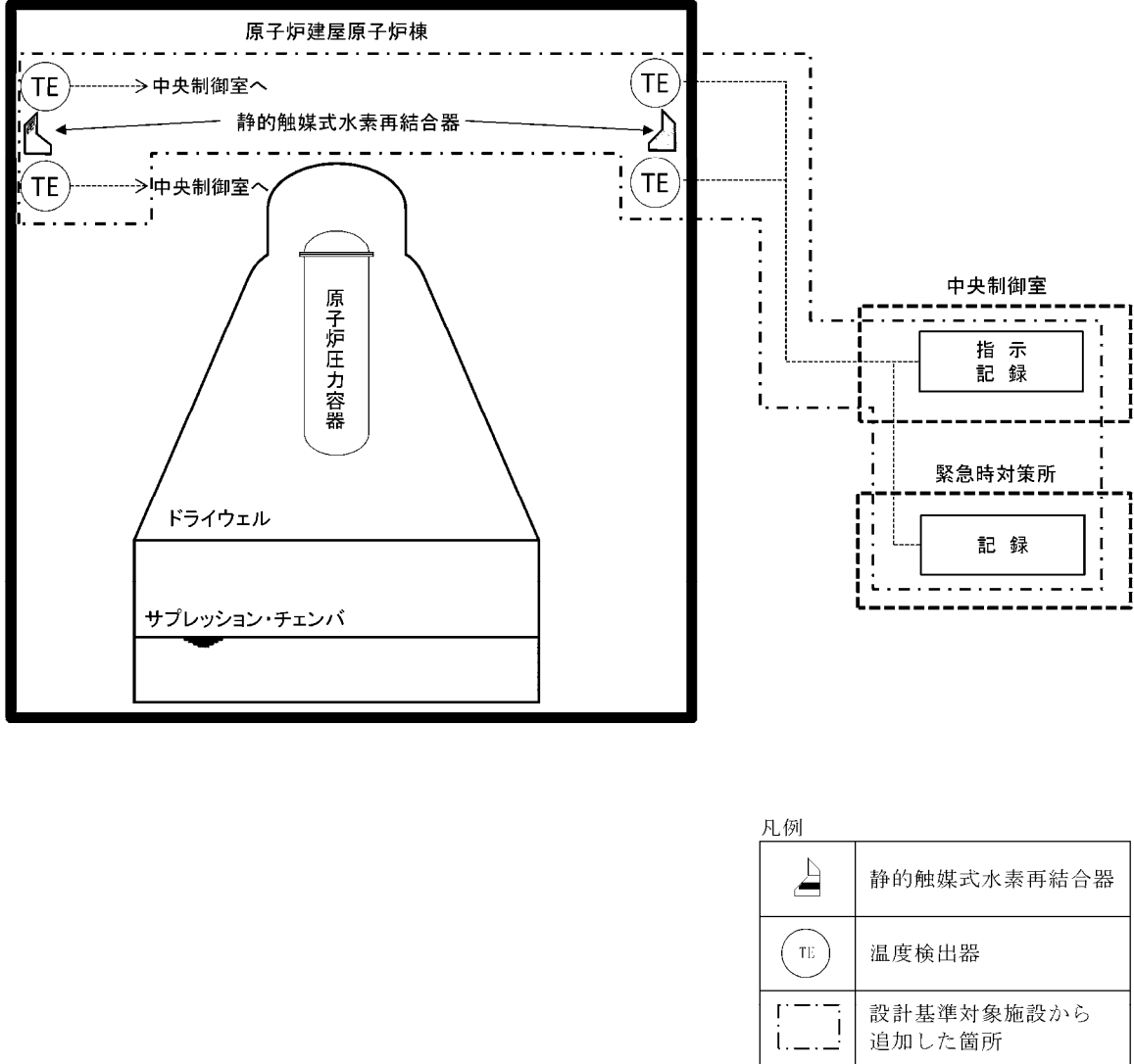
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																																																																																																																																															
	<div style="text-align: center;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="18">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>2</th><th>4</th><th>6</th><th>8</th><th>10</th><th>12</th><th>14</th><th>16</th><th>18</th> <th colspan="9"></th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="18">6分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (自動起動信号が発信した場合)</td> <td>運転員等 (中央制御室) 1</td> <td colspan="18">自動起動確認</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="18">12分 原子炉建屋ガス処理系1系統停止</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="18">1系統停止操作</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>【交流動力電源が健全である場合】</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th colspan="10">経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> <tr> <th colspan="2"></th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th> <th colspan="1"></th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>実施箇所・必要員数</td> <td colspan="10">交流電源確保</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (手動起動の場合)</td> <td>運転員等 (中央制御室) 1</td> <td colspan="10">5分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td colspan="10">手動起動操作</td> <td>※1</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出を示す。また、原子炉建屋ガス処理系B系による水素排出については、水素排出開始まで5分以内で可能である。</p> <p>【全交流動力電源が喪失した場合】</p> <p>第1.10-8図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 タイムチャート</p> </div>			経過時間（分）																		備考			2	4	6	8	10	12	14	16	18											手順の項目	実施箇所・必要員数	6分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出																			原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (中央制御室) 1	自動起動確認																					12分 原子炉建屋ガス処理系1系統停止																					1系統停止操作																					経過時間（分）										備考			1	2	3	4	5	6	7	8	9			手順の項目	実施箇所・必要員数	交流電源確保											原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (手動起動の場合)	運転員等 (中央制御室) 1	5分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出													手動起動操作										※1	<p>相違理由④</p>
		経過時間（分）																		備考																																																																																																																																																																													
		2	4	6	8	10	12	14	16	18																																																																																																																																																																																							
手順の項目	実施箇所・必要員数	6分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出																																																																																																																																																																																															
原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (自動起動信号が発信した場合)	運転員等 (中央制御室) 1	自動起動確認																																																																																																																																																																																															
		12分 原子炉建屋ガス処理系1系統停止																																																																																																																																																																																															
		1系統停止操作																																																																																																																																																																																															
		経過時間（分）										備考																																																																																																																																																																																					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9																																																																																																																																																																																							
手順の項目	実施箇所・必要員数	交流電源確保																																																																																																																																																																																															
原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (手動起動の場合)	運転員等 (中央制御室) 1	5分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出																																																																																																																																																																																															
		手動起動操作										※1																																																																																																																																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	 <p style="text-align: center;">第1.10-9図 原子炉建屋内の水素濃度監視 概要図（1/2）</p>	<p>東二は「原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順」の概要図を記載する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p style="text-align: center;">第1.10-9図 原子炉建屋内の水素濃度監視 概要図 (2/2)</p>	<p>東二は「原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順」の概要図を記載する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1329 352 2475 529" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1329 529 2475 583" data-label="Text"> <p>※1：原子炉建屋ガス処理系A系の停止を示す。また、原子炉建屋ガス処理系B系の停止については、原子炉建屋ガス処理系の停止まで6分以内で可能である。</p> </div> <div data-bbox="1436 676 2362 718" data-label="Caption"> <p>第1.10-10図 原子炉建屋内の水素濃度監視 タイムチャート</p> </div>	<p>東二は「原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順」のタイムチャートを記載する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="290 361 1110 1516" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="430 1549 967 1579">第1.10.6図 SOP「R/B制御」における対応フロー</p>		<p data-bbox="2516 407 2878 571">東二における同等の手順フローである非常時運転手順書Ⅲ「水素」は、比較表ページ43に記載。</p>

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="148 525 296 913" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>レバーブロック操作場所 原子炉建屋トップベント 原子炉建屋水素濃度</p> <p>● ■ ▲</p> </div> <div data-bbox="148 1029 712 1438" style="display: inline-block; vertical-align: top;"> <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: -20px; top: 50%; transform: translateY(-50%);">7号炉原子炉建屋屋上[平面図]</p> </div> <div data-bbox="771 1029 1068 1438" style="display: inline-block; vertical-align: top;"> <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: -20px; top: 50%; transform: translateY(-50%);">7号炉原子炉建屋[断面図]</p> </div> <div data-bbox="1083 651 1142 1344" style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>第1.10.7図 原子炉建屋トップベント 概要図</p> </div>	<div data-bbox="1543 378 2136 777" style="text-align: center;"> <p>【ブローアウトパネル強制開放装置】</p> </div> <div data-bbox="1365 924 2344 1512" style="text-align: center;"> <p>【ブローアウトパネル閉止装置】</p> </div> <div data-bbox="1305 1711 2344 1837" style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>第1.10-11図 ブローアウトパネル強制開放装置及びブローアウトパネル閉止装置の開放 概要図</p> </div>	<p>相違理由⑤</p>

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
	中央制御室運転員 A	10	50	
原子炉建屋トップベント による水素ガスの排出	1	原子炉建屋トップベント 55分		↑
	緊急時対策要員	3	原子炉建屋トップベント開放	
電源確認				
移動				
第 1.10.8 図 原子炉建屋トップベント タイムチャート				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)		備考
	ブローアウトパネル 強制開放装置による 原子炉建屋外側ブロー アウトパネル開放	10	50	
ブローアウトパネル 強制開放装置による 原子炉建屋外側ブロー アウトパネル開放	2	ブローアウトパネル強制開放装置による 原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 50分		↑
	重大事故等 対応要員	2	原子炉建屋外側ブロー アウトパネル 開放操作(※1)	
移動、準備				
※1：手動開放油圧ポンプ操作にて原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放まで20分以内で可能である。ブローアウトパネル強制開放装置の詳細設計及び電動工具等の使用により変更の可能性がある。				
第 1.10-12 図 ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放 タイムチャート				
相違理由⑤ 相違理由⑯				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1359 382 2448 583" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1418 724 2398 766" data-label="Caption"> <p>第1.10-13図 ブローアウトパネル閉止装置の開放 タイムチャート</p> </div>	<p>相違理由⑤ 相違理由⑩</p>

【対象項目：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p style="text-align: center;">炉心の著しい損傷の発生</p> <p style="text-align: center;">第 1.10.9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p>	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <p style="text-align: center;">第 1.10-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p>	<p>柏崎は原子炉建屋トップベント及び原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系，サプレッションプール浄化系）を自主対策設備としているが，東二は柏崎と同等の設備である原子炉建屋外側ブローアウトパネル及びブローアウトパネル強制開放装置及び格納容器頂部注水系の手段を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 < 目次 ></p> <p>1.11.1 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. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備 (a) 燃料プール代替注水 (b) 漏えい抑制</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備 (a) 燃料プールスプレイ (b) 漏えい緩和 (c) 大気への放射性物質の拡散抑制 (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p>	<p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 < 目次 ></p> <p>1.11.1 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. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備 (a) 燃料プール代替注水 (b) 漏えい抑制</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備 (a) 燃料プールスプレイ (b) 漏えい緩和 (c) 大気への放射性物質の拡散抑制 (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備 (a) 使用済燃料プールの監視 (b) 代替電源による給電 (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備 (a) <u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系</u>による使用済燃料プールの除熱</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 e. 手順等</p> <p>1.11.2 重大事故等時の手順 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順</p>	<p>c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備 (a) 使用済燃料プールの監視 (b) 代替電源による給電 (c) 重大事故等対処設備</p> <p>d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備 (a) <u>代替燃料プール冷却系</u>による使用済燃料プールの除熱</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 e. 手順等</p> <p>1.11.2 重大事故等時の手順 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順</p>	<p>東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。</p> <p>東二は，使用済燃料プールを除熱する設備として代替燃料プール冷却系をSA設備として新設する。 柏崎は，燃料プール冷却浄化系に代替交流電源設備を用いる。 以降，同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(1) 燃料プール代替注水</p> <p>a. <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)</u></p> <p>b. <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)</u></p>	<p>(1) 燃料プール代替注水</p> <p>a. <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水</u></p> <p>b. <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)</u></p> <p>c. <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)</u></p>	<p>東二は、常設低圧代替注水系ポンプまたは可搬型の代替注水ポンプにて送水するが、柏崎は、可搬型の代替注水ポンプのみとしている。また、東二は、代替燃料プール注水系として常設注水ライン、常設スプレイヘッド及び可搬スプレイヘッドを設置し、起因事象により注水とスプレイを使い分ける。柏崎は常設スプレイヘッドと可搬型スプレイヘッドにて注水とスプレイを行う。なお、東二は、燃料プールスプレイ設備を使用済燃料プールへの注水として用いることができる。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 消火系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>(2) 漏えい抑制</p> <p>a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制</p> <p>1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順</p> <p>(1) 燃料プールのスプレイ</p> <p>a. <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>（淡水/海水）</p> <p>b. <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>（淡水/海水）</p>	<p>d. 消火系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順</p> <p>(1) 燃料プールのスプレイ</p> <p>a. <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u></p> <p>b. <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>（淡水/海水）</p> <p>c. <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>（淡水/海水）</p>	<p>相違理由①</p> <p>東二は、燃料プールのスプレイ手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び常設スプレイヘッドを使用した手段並びに可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及び常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイノズルを使用した手段を整備する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p> <p>相違事項③ 設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p> <p>相違事項③④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 漏えい緩和 a. 使用済燃料プール漏えい緩和</p> <p>1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 b. 代替電源による給電</p> <p>1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) <u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</u></p> <p>1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>(2) 漏えい緩和 a. 使用済燃料プール漏えい緩和</p> <p>1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 b. 代替電源による給電</p> <p>1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 <u>a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</u> (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 <u>(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保</u></p> <p>1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p></p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備している。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備している。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。</p> <p>ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p> <p>東二は対処設備の設置工事を未だ実施していないため方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.11.1 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>使用済燃料プールの冷却機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（燃料プール冷却モード）を設置している。</p> <p>また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、残留熱除去系（残留熱除去系ポンプによる補給機能）、<u>復水補給水系及びサプレッションプール浄化系（非常時補給モード）</u>を設置している。</p> <p>これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、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1.11.1図）。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和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。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、未臨界は維持される。</p>	<p>1.11.1 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>使用済燃料プールの冷却機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（<u>使用済燃料プールの冷却機能</u>）を設置している。</p> <p>また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、残留熱除去系（残留熱除去系ポンプによる補給機能）及び補給水系を設置している。</p> <p>これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、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1.11-1図）。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和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。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、未臨界は維持される。</p>	<p>相違理由④ 相違理由④ 東二は、柏崎に設置するサプレッションプール水を浄化する系統は設置していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p> <p>図表番号の附番ルールの相違。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定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ほかに，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五十四条及び技術基準規則第六十九条（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，自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定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ほかに，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五十四条及び技術基準規則第六十九条（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，自主対策設備との関係を明確にする。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<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、使用済燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。</p> <p>設計基準対象施設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対象施設、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1.11.1表に整理する。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 燃料プール代替注水</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段がある。</p>	<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、使用済燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。</p> <p>設計基準対象施設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対象施設、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1.11-1表に整理する。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 燃料プール代替注水</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段がある。</p> <p>i) <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水</u> <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 	<p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>i. <u>燃料プール代替注水系</u>による<u>常設スプレイヘッド</u>を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p><u>常設スプレイヘッド</u>を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-1 級)</u> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> 	<p>・<u>低圧代替注水系配管</u>・弁</p> <p>・<u>代替燃料プール注水系配管</u>・弁</p> <p>・<u>常設スプレイヘッド</u></p> <p>・<u>使用済燃料プール</u></p> <p>・<u>常設代替交流電源設備</u></p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>ii) <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>又は<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>による<u>代替燃料プール注水系</u>（注水ライン／<u>常設スプレイヘッド</u>）を使用した使用済燃料プールへの注水</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>又は<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>による<u>代替燃料プール注水系</u>（注水ライン／<u>常設スプレイヘッド</u>）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ ・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ ・<u>西側淡水貯水設備</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> 	<p>見出し記号の附番ルールの相違。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は可搬型設備による注水等に使用する水源として西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽（代替淡水源：重大事故等対処設備）を新設。柏崎は可搬型設備による注水等に使用する水源として防火水槽及び淡水貯水池（代替淡水源：自主対策設備）を新設し、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」</p> <p>【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）と位置付ける。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑧と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ホース・<u>接続口</u> ・燃料プール<u>代替注水系配管</u>・弁 ・常設スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・燃料<u>補給</u>設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ホース ・<u>低圧代替注水系配管</u>・弁 ・<u>代替燃料プール注水系配管</u>・弁 ・常設スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・燃料<u>給油</u>設備 	<p>第 54 条で選定されている設備を記載。 以降, 同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。 東二は接続口を低圧代替注水系配管の設備に含める。 以降, 同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。 相違理由② 相違理由④</p> <p>東二は給電が必要とされる設備に用いる電源設備を記載。 以降, 同様の相違理由によるものは相違理由⑪と示す。</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p> <p>ii) <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水</u> 可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> ・ホース・接続口 ・<u>燃料プール代替注水系配管・弁</u> ・<u>可搬型スプレイヘッド</u> ・使用済燃料プール ・<u>燃料補給設備</u> <p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p>	<p>なお、<u>注水ライン又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p> <p>iii) <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水</u> <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・<u>代替淡水貯槽</u> ・ホース ・<u>可搬型スプレイノズル</u> ・使用済燃料プール ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>柏崎はあらかじめ敷設したホースを使用することを記載しているが、東二はホースをあらかじめ敷設する前提ではないため記載していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由⑫⑧</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>また、<u>可搬型スプレイヘッド</u>を使用した使用済燃料プールへの注水は、<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>iii. 消火系による使用済燃料プールへの注水 消火系による使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク <p>・消火系配管・弁 <u>・復水補給水系配管・弁</u></p> <p>・残留熱除去系配管・弁</p> <p>・燃料プール冷却浄化系配管・弁 ・使用済燃料プール</p>	<p>なお、<u>可搬型スプレイノズル</u>を使用した使用済燃料プールへの注水は、<u>代替淡水貯蔵</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p> <p>iv) 消火系による使用済燃料プールへの注水 消火系による使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・<u>多目的タンク</u> <p>・消火系配管・弁・<u>消防用ホース</u></p> <p>・残留熱除去系配管・弁 <u>・残留熱除去系B系配管・弁</u></p> <p>・燃料プール冷却浄化系配管・弁 ・使用済燃料プール <u>・非常用交流電源設備</u></p>	<p>相違理由③⑧</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由④ 東二はろ過水貯蔵タンクを代替する淡水タンクとして、多目的タンクを設置している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑨ 東二では消防用ホースを使用する。また、柏崎の消火系による注水流路は複数系統の配管を経由する。</p> <p>東二では残留熱除去系B系配管・弁を使用する。</p> <p>東二では非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備により給電する。柏崎は常設代替交流電源設備により給電される。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料補給設備 	<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 ・燃料給油設備 	<p>東二は、常設代替交流電源設備を常設代替高圧電源装置 5 台で定格とし、故障や点検を想定し、1 台予備を確保している。よって、柏崎で記載している自主対策設備は設置していない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 漏えい抑制</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、<u>使用済燃料プールディフューザ配管</u>からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、<u>使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク孔</u>によりサイフォン現象の継続を防止するとともに、<u>現場手動弁の隔離操作</u>により漏えいを停止する手段がある。</p> <p>漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイフォン防止機能 <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>燃料プール代替注水で使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>燃料プール代替注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッド</u>、<u>可搬型スプレイヘッド</u>、<u>使用済燃料プール及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>(b) 漏えい抑制</p> <p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、<u>燃料プール水戻り配管</u>からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、<u>燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレイカ</u>により、<u>静的サイフォンブレイカ下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止すること</u>で、漏えいを停止する手段がある。</p> <p>漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的サイフォンブレイカ <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>燃料プール代替注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>代替燃料プール注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッド</u>、<u>使用済燃料プール</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>ホース</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>可搬型スプレイノズル</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p>	<p>設計方針の相違</p> <p>東二は、サイフォン現象による漏えい時に静的サイフォンブレイカにより漏えいの継続を防止する設計であるが、柏崎はサイフォンブレイク用孔によりサイフォン現象の継続を防止し、現場の手動弁の隔離操作により漏えいを停止する設計である。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由②④⑧</p> <p>相違理由②④⑨</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由③④⑧⑩⑪</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</p> <p>漏えい抑制で使用する設備のうち、サイフォン防止機能は重大事故等対処設備として位置付ける。また、重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。</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>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁</p> <p>耐震性は確保されていないが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。</p>	<p>漏えい抑制で使用する設備のうち、静的サイフォンブレーカは重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、消火系配管・弁・消防用ホース</p> <p>耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。</p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑮ 相違理由⑮</p> <p>相違理由④⑬ 東二では消防用ホースを使用する。 柏崎の同等の機能（流量）に関する記載は、東二では常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの設計仕様が同等の機能（容量）を有するとは言えないため、柏崎と同様な記載は困難である。（例：可搬型代替注水ポンプ（A-2級）柏崎 120m³/h/台、常設低圧代替注水系ポンプ東二 200m³/h/台） 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>i. <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> 常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-1 級)</u> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> ・<u>防火水槽</u> ・淡水貯水池 ・ホース・<u>接続口</u> ・燃料プール代替注水系配管・弁 ・常設スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・燃料補給設備 <p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>ii) <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ ・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ ・<u>西側淡水貯水設備</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・ホース ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>代替燃料プール注水系配管・弁</u> ・常設スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・燃料給油設備 <p>なお、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、<u>代替淡水貯槽</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>相違理由③④⑦</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑧</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> 可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ・<u>防火水槽</u> ・淡水貯水池 ・ホース・接続口 ・<u>燃料プール代替注水系配管・弁</u> ・可搬型スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・燃料補給設備 <p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>iii) <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・<u>代替淡水貯槽</u> ・ホース ・可搬型スプレイノズル ・使用済燃料プール ・燃料給油設備 <p>なお、<u>可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水貯槽</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>相違理由③④⑦</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二は既設配管を使用しない。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑫</p> <p>東二の燃料プールスプレイは燃料プールへの注水機能のとしても満足出来る。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑧</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 漏えい緩和</p> <p>使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプール水の流れやプール水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。</p> <p>この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。</p> <p>漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材 ・接着剤 ・ステンレス鋼板 ・吊り降ろしロープ <p>(c) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>重大事故等により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は、<u>原子炉建屋放水設備</u>により大気への放射性物質の拡散を抑制する手段がある。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u> ・ホース ・放水砲 ・<u>燃料補給設備</u> <p>なお、大気への放射性物質の拡散抑制の操作手順については、「1.12 <u>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</u>」にて整備する。</p> <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p>	<p>(b) 漏えい緩和</p> <p>使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプール水の流れやプールによる水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。</p> <p>この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。</p> <p>漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材 ・接着剤 ・ステンレス鋼板 ・吊り降ろしロープ <p>(c) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>重大事故等により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は、<u>放水設備</u>により大気への放射性物質の拡散を抑制する手段がある。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u> ・ホース ・放水砲 ・<u>燃料給油設備</u> <p>なお、大気への放射性物質の拡散抑制の操作手順については、「1.12 <u>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</u>」にて整備する。</p> <p>(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p>	<p></p> <p></p> <p></p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>手順名等の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>燃料プールのスプレイで使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</u>、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口、燃料プール代替注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</u></p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、ホース、放水砲及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ <p>漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。</p>	<p>燃料プールのスプレイで使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>代替燃料プール注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッド</u>、<u>使用済燃料プール</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、ホース、<u>可搬型スプレイノズル</u>及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、ホース、放水砲及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ <p>漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。</p>	<p>相違理由③⑧ 相違理由④⑨ 相違理由③⑪ 相違理由④⑩</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由④ 相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 使用済燃料プールの監視</p> <p>重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。</p> <p>使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む） 	<p>c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備</p> <p>(a) 使用済燃料プールの監視</p> <p>重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。</p> <p>使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール温度（SA） ・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） 	<p>東二の使用済燃料プール水位は使用済燃料プール上端付近から底部まで測定可能なSA広域のみを設置する。</p> <p>柏崎は測定範囲の異なる使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位（SA）を設置。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑰と示す。</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 代替電源による給電 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。 代替電源による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 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>所内蓄電式直流電源設備</u> ・可搬型直流電源設備 <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</u>，<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</u>，<u>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</u>及び<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>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付ける。</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>(b) 代替電源による給電 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。 代替電源による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 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>(c) 重大事故等対処設備</p> <p>使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、<u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</u>及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>常設代替直流電源設備</u>、<u>可搬型代替直流電源設備</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>相違理由⑭</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>柏崎は代替交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は代替交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④⑱</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料貯蔵プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。</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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・ <u>第二代替交流電源設備</u> 耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</p> <p>d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備 (a) <u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</u> 燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する手段がある。</u></p> <p><u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料プール冷却浄化系ポンプ</u> ・ 使用済燃料プール ・ <u>燃料プール冷却浄化系熱交換器</u> ・ <u>燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ</u> 	<p>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。</p> <p>d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備 (a) <u>代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</u> 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、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代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することで代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールを除熱する手段がある。</p> <p><u>代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>代替燃料プール冷却系ポンプ</u> ・ 使用済燃料プール ・ <u>スキマサージタンク</u> ・ <u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u> ・ <u>代替燃料プール冷却系配管・弁</u> ・ <u>燃料プール冷却浄化系配管・弁</u> 	<p>相違理由④ 東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①⑭ 相違理由① 相違理由①</p> <p>相違理由① 相違理由① 相違理由① 相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	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><u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系</u>による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち、燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プール、<u>燃料プール冷却浄化系熱交換器</u>、<u>燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ</u>、<u>代替原子炉補機冷却系</u>、<u>常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>また、原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></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>以上の重大事故等対処設備により、<u>燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合においても、燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、使用済燃料プールを除熱することができる。</u></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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p><u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するため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>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>代替燃料プール冷却系</u>による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち、<u>代替燃料プール冷却系ポンプ</u>、<u>使用済燃料プール</u>、<u>スキマサージタンク</u>、<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>、<u>代替燃料プール冷却系配管・弁</u>、<u>燃料プール冷却浄化系配管・弁</u>、<u>緊急用海水ポンプ</u>、<u>緊急用海水系ストレーナ</u>、<u>緊急用海水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系海水系配管・弁</u>、<u>非常用取水設備</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</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>以上の重大事故等対処設備により、<u>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールを除熱することができる。</u></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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>ホース</u></p> <p><u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合において、使用済燃料プールが沸騰し原子炉建屋原子炉棟内の環境が悪化する前に、可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を開始できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替燃料プール冷却系に使用可能であれば、使用済燃料プールを除熱する手段として有効である。</u></p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するため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>相違理由① 相違理由① 相違理由① 相違理由① 相違理由①⑱ 相違理由① 相違理由①④ 相違理由① 相違理由⑭ 東二は左記のとおり自主設備と位置付ける。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（以下「停止時EOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.11.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.11.2表、第1.11.3表）。</p>	<p>これらの手順は、運転員等※²及び重大事故等対応要員の対応として、「<u>非常時運転手順書Ⅱ</u>（徴候ベース）」、「<u>AM設備別操作手順書</u>」及び「<u>重大事故等対策要領</u>」に定める（第1.11-1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.11-2表、第1.11-3表）。</p> <p>※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。</p>	<p>東二は「技術的能力1.0 重大事故対策における共通事項（添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について）」より、当直運転員と重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が重大事故の対応に当たることとしている。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p> <p>整備する対応手順書名の相違 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥ 運転員の定義を追記。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>1.11.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順</p> <p>(1) 燃料プール代替注水</p>	<p>1.11.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順</p> <p>(1) 燃料プール代替注水</p> <p>a. <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水</u> <u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。</u></p> <p><u>また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置，可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから，作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> <u>以下のいずれかの状況に至った場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。</u> ・<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。</u> 	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>(b) 操作手順</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-3図に、タイムチャートを第1.11-4図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>④発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。</p> <p>⑥発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁の全開操作を実施した後、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認する。また、発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。なお、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は、使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールへの注水を実施する。</p>	<p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）</u></p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，<u>防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台又は（A-2級）1台により，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。 	<p>(c) <u>操作の成立性</u> <u>上記の操作は，運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水開始まで15分以内で可能である。</u></p> <p>b. <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）</u></p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，<u>西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 以下のいずれかの状況に至り，<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及び消火系による使用済燃料プールへの注水ができない場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。</u> <u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。</u> 	<p>相違理由②</p> <p>相違理由②④ 相違理由②</p> <p>相違理由②④ 相違理由②④</p> <p>相違理由②</p> <p>優先する系統の相違</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>手順の対応フローを第1.11.2図、第1.11.4図及び第1.11.5図に、概要図を第1.11.6図に、タイムチャートを第1.11.7図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。</u></p> <p>手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-5図に、タイムチャートを第1.11-6図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）の接続を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p> <p>③発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p>	<p>設備運用・設計、体制等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない。</p> <p>以降、同様な相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>柏崎は、③で記載。</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩</p> <p>柏崎は、①で記載。</p> <p>相違理由②④⑩⑫</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき、<u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。また、中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。なお、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は、使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールへの注水を実施する。</u></p>	<p>相違理由④⑱⑳ 東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。 以降、同様な相違理由によるものは相違理由㉑と示す。</p> <p>東二は、①で記載。 相違理由②④⑳</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由⑱⑳ 監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認するため「状態表示等」と記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。 相違理由㉑</p> <p>相違理由⑱⑳ 東二は、系統構成において中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合、現場にて手動操作を行う。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑥当直副長は、<u>中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>⑧発電長は、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑨重大事故等対応要員は、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑩災害対策本部長代理は、<u>発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑪重大事故等対応要員は、<u>代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し、送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p> <p>⑫発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を開始されたことの確認を指示する。</u></p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>東二は、⑫で記載。 相違理由②④⑳</p> <p>相違理由②④⑳ 相違理由④ 相違理由④ 相違理由⑳ 相違理由⑳</p> <p>柏崎は、⑥で記載。 相違理由②④⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性 防火水槽を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで110分以内で可能である。 淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースを使用した場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで115分以内で可能である。 また、淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで330分以内で可能である。</p>	<p>⑬運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</p> <p>⑭発電長は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。 【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】 （水源：代替淡水貯槽） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】 （水源：西側淡水貯水設備） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。</p>	<p>相違理由④⑭ 相違理由④ 柏崎は、⑩で記載。 相違理由②④⑭ 相違理由②⑭ 相違理由⑭ 東二は、⑬で記載。 相違理由⑭</p> <p>東二は、水源、接続口及び操作場所での組合わせた状況での時間を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p><u>【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。</p> <p><u>【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。</p> <p><u>【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。</p> <p><u>【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p>東二は、水源、接続口及び操作場所での組合わせた状況での時間を記載している。</p> <p>相違理由④ 相違理由②④ 相違理由④ 相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>b. <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)</u> 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，<u>防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 1 台又は (A-2 級) 1 台により，可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び (A-2 級) で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) で可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 以下のいずれかの状況に至り，<u>常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。 	<p>c. <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)</u> 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，<u>代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を優先して使用するが，代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) の機能が喪失した場合は，代替淡水貯槽を水源として代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> <u>使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。</u> 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。 <u>ただし，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</u> 	<p>相違理由③④</p> <p>相違理由②⑧</p> <p>相違理由②⑧</p> <p>相違理由②③</p> <p>柏崎固有の手順</p> <p>東二は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへの注水の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水と同時並行で実施する。</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は原子炉建屋原子炉棟 6 階に可搬型スプレイノズルを設置するため判断基準に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>手順の対応フローを第 1.11.2 図、第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.8 図に、タイムチャートを第 1.11.9 図及び第 1.11.10 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③^a SFP 可搬式接続口使用の場合 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p> <p>③^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作、並びに原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-7図に、タイムチャートを第1.11-8図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備開始を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備として、可搬型代替注水大型ポンプの配置、及び原子炉建屋原子炉棟6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に可搬型代替大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は<u>中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</u></p>	<p>相違理由③⑳ 相違理由⑥ 相違理由⑥</p> <p>相違理由③⑱⑳ 柏崎は③^a、③^bに記載</p> <p>東二固有の手順</p> <p>相違理由③⑱⑳</p> <p>相違理由④⑱⑳㉑</p> <p>柏崎は表題を記載 相違理由③⑱⑳ 柏崎は使用する接続口毎に手順を整備している。 東二は①に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④^a SFP 可搬式接続口使用の場合 現場運転員 C 及び D は、<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成として、原子炉建屋地上1階 SFP 可搬式接続口（原子炉建屋南側）から南東側階段を経由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。</u></p> <p>④^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 現場運転員 C 及び D は、<u>原子炉建屋扉内側から北西側階段を経由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。</u></p> <p>⑤^a SFP 可搬式接続口使用の場合 現場運転員 C 及び D は、<u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成として、SFP 接続口内側隔離弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 現場運転員 C 及び D は、<u>可搬型代替注水ポンプとのホースの接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。緊急時対策要員は、原子炉建屋扉外側の防潮扉を開放し、現場運転員による原子炉建屋扉の開放操作完了後、原子炉建屋内に敷設されたホースとの接続を実施する。</u></p>	<p>⑤<u>運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑥<u>発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑦<u>重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。</u></p>	<p>東二固有の手順</p> <p>相違理由③④⑱⑳㉑ 柏崎は使用する接続口毎に手順を整備している。 東二は㉑に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑦当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。</u></p> <p>⑨^a SFP 可搬式接続口使用の場合 <u>緊急時対策要員は、SFP 接続口外側隔離弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑨^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 <u>緊急時対策要員は、送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>⑧重大事故等対応要員は、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑨災害対策本部長代理は、<u>発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑩重大事故等対応要員は、<u>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張りを実施した後、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p> <p>⑪発電長は、<u>運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。</u></p>	<p>東二固有の手順</p> <p>相違理由③⑬⑭</p> <p>柏崎固有の手順</p> <p>相違理由③⑬⑭</p> <p>柏崎は使用する接続口毎に手順を整備している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑩中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部に依頼する。</p>	<p>⑫運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑬発電長は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>相違理由③⑬⑭⑯</p> <p>相違理由④⑲</p> <p>相違理由③⑲</p> <p>相違理由⑬</p> <p>柏崎固有の手順</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を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2名にて作業を実施した場合に必要な時間は約65分である。</u></p> <p><u>また、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での燃料プール代替注水系による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>〔防火水槽を水源とした送水〕</u></p> <p><u>緊急時対策要員2名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約110分</u></p> <p><u>緊急時対策要員2名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約120分</u></p> <p><u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）〕</u></p> <p><u>緊急時対策要員4名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約115分</u></p> <p><u>緊急時対策要員4名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約120分</u></p> <p><u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）〕</u></p> <p><u>緊急時対策要員6名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約330分</u></p> <p><u>緊急時対策要員6名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約340分</u></p> <p><u>可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、作業開始を判断してから燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水開始まで約340分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>防護具</u>、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。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p> <p><u>室温は、事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <p><u>・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、435分以内で可能である。</u></p> <p><u>【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <p><u>・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、370分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具</u>、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、<u>原子炉建屋内</u>で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。<u>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）</u>として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎はあらかじめ敷設してあるホースの使用有無に対して所要時間を示している。</p> <p>相違理由④ 相違理由⑳ 相違理由③ 相違理由④ 相違理由④</p> <p>東二は手順着手の判断基準に原子炉建屋原子炉棟6階へのアクセス可否の判断があるため室温の管理はしない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 消火系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，<u>消火系による使用済燃料プールへの注水を行う。</u>ろ過水タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至り，燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。 <p>※1:設備に異常がなく，燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合</p>	<p>d. 消火系による使用済燃料プールへの注水</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，<u>ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク</u>を水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系B系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】</u></p> <p>以下のいずれかの状況に至り，<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）</u>による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合<u>及び使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>使用済燃料プール水位低警報</u>又は<u>使用済燃料プール温度高警報</u>が発生した場合。 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。 <p>※1：設備に異常がなく，<u>電源，燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）</u>が確保されている場合。</p>	<p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑳</p> <p>消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水に用いる流路となる消防用ホースを記載。</p> <p>消火系は「消火栓」及び「残留熱除去系ライン」を使用した使用済燃料プールへの注水手順があるため，対象手順項目を記載。</p> <p>東二は、放射線環境等によりアクセスが困難な場合があるため記載</p> <p>相違理由④⑳</p> <p>相違理由⑬</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p><u>【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】</u></p> <p>以下のいずれかの状況に至り、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水ができず、消火系が使用可能な場合※2。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び使用済燃料プールエリアへアクセスができない場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。</u> ・<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。</u> <p><u>※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。</u></p>	<p>消火系は「消火栓」及び「残留熱除去系ライン」を使用した使用済燃料プールへの注水手順であるため、対象手順項目を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11.2図、第1.11.4図及び第1.11.5図に、概要図を第1.11.11図に、タイムチャートを第1.11.12図に示す。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>消火系による使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-9図に、タイムチャートを第1.11-10図に示す。</p> <p><u>【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ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て確認する。</p> <p>④運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階の消火栓から使用済燃料プールまで消防用ホースの敷設を行い、手すり等に固縛し、固定する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。</p> <p>⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階にて、消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟5階又は原子炉建屋原子炉棟6階にて、消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</p>	<p>相違理由⑥</p> <p>消火系は「消火栓」及び「残留熱除去系ライン」を使用した使用済燃料プールへの注水手順を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p> <p>②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による使用済燃料プールへの注水準備のためディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、消火系による使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。</p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、消火系による使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑥中央制御室運転員A及びBは、消火系による使用済燃料プールへの注水の系統構成として、復水補給水系消火系第1、第2連絡弁の全開操作及び残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B)、第二出口弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による使用済燃料プールへの注水準備完了を報告する。</p> <p>⑦5号炉運転員は、ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に報告する。</p>	<p><u>【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑤発電長は、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認する。</p>	<p>消火系は「消火栓」及び「残留熱除去系ライン」を使用した使用済燃料プールへの注水手順を記載</p> <p>相違理由⑳</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動手順を記載。</p> <p>東二は⑤で記載。</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑲⑳㉑</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由⑳㉑</p> <p>柏崎は②で記載。</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑨当直副長は、<u>中央制御室</u>運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)</u>の全開操作を実施する。</p> <p>⑪中央制御室運転員 A 及び B は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ、<u>復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)</u> 指示値の上昇、使用済燃料貯蔵プール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、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</p> <p>⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、<u>消火系による使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者)、現場運転員 2 名及び 5 号炉運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始まで約 30 分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>⑦発電長は、<u>運転員等に消火系 (残留熱除去系ライン)</u>による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。</p> <p>⑧運転員等は<u>中央制御室にて、残留熱除去系 B 系消火系ライン弁</u>の全開操作を実施する。</p> <p>⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟3階にて、<u>残留熱除去系 B 系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁</u>の全開操作を実施する。</p> <p>⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて、<u>残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁</u>の全開操作を実施し、<u>消火系 (残留熱除去系ライン)</u>による使用済燃料プールへの注水を開始する。</p> <p>⑪運転員等は<u>中央制御室にて、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び使用済燃料プール水位・温度</u>により確認し、<u>発電長に報告する。</u></p> <p>⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて、<u>残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁</u>により使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。 【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】 ・上記の操作は、<u>運転員等 (当直運転員) 4名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合、60分以内で可能である。</u> 【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】 ・上記の操作は、<u>運転員等 (当直運転員) 3名にて作業を実施した場合、105分以内で可能である。</u> 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具</u>、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑲⑳㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由④⑲⑳㉑</p> <p>東二は⑫で記載。</p> <p>相違理由㉑</p> <p>柏崎は⑪で記載。</p> <p>相違理由㉑</p> <p>東二は「消火栓」使用した場合と「残留熱除去系ライン」使用した場合で要員数と所要時間を記載している。</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 漏えい抑制</p> <p>a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制</p> <p><u>サイフォン現象により使用済燃料プールディフューザ配管から使用済燃料プール水の漏えいが発生し、サイフォンブレイク孔位置まで使用済燃料プールの水位が低下した場合は、サイフォンブレイク孔からの空気の流入によりサイフォン現象の継続が停止し、使用済燃料プール水の流出が停止することを確認する。その後、現場の手動弁操作により破断箇所を系統から隔離する。</u></p> <p><u>また、サイフォンブレイク孔の機能が喪失した場合は、サイフォン現象が継続することから、隔離により使用済燃料プール水の流出を停止させる。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>燃料プール水位低警報が発生した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11.2図から第1.11.5図に、概要図を第1.11.13図に、タイムチャートを第1.11.14図に示す。</u></p> <p><u>[有効性評価想定事故2 残留熱除去系（最大熱負荷モード）運転時における配管からの漏えい発生例]</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に使用済燃料プール水位低下の要因の調査を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員Aは、使用済燃料プールの漏えいを示す警報（使用済燃料プールラインードレン漏えい大、使用済燃料プールゲート/RPV・PCV間漏えい大）の発生の有無を確認する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、要因調査の結果から漏えいの発生している残留熱除去系（最大熱負荷モード）の運転を停止し、隔離可能な電動弁にて隔離操作を実施する。</p> <p>④当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（最大熱負荷モード）の運転の停止及び電動弁での隔離操作後、使用済燃料プールの水位がサイフォンブレイク孔露出水位付近で安定することの確認を指示する。</p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、使用済燃料貯蔵プール水位・温度及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールの水位を監視し、サイフォンブレイク孔露出水位付近での水位低下状況を当直副長に報告する。</p>		<p>柏崎は使用済燃料プール漏えい発生時の漏えい抑制を実施する際に隔離操作を行うことから手順を整備している。</p> <p>東二は自動的にサイフォンブレイカーにより漏えいの継続が防止されるため手順を整備しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>⑥当直副長は、使用済燃料プールの水位低下が継続している場合、サイフォン現象が継続していると判断し、現場運転員に現場での隔離操作を指示する。</p> <p>⑦現場運転員 C 及び D は、破断箇所を系統から隔離するため、現場での手動操作による燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作を実施するとともに、隔離による漏えいの停止を確認する。</p> <p>⑧中央制御室運転員 A は、現場での隔離操作によってサイフォン現象が停止し、使用済燃料プールの水位が安定したことを確認する。</p> <p>また、使用済燃料プールの水位が使用済燃料プール水位低レベル以上となるまで注水する。</p> <p>(注水手段及び手順については、「(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)」、「(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水)」及び「(1)c. 消火系による使用済燃料プールへの注水」の操作手順と同様である。)</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者) 及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制まで 90 分以内で可能である。</p> <p>なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員 1 名にて作業を実施する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>		<p>柏崎は使用済燃料プール漏えい発生時の漏えい抑制を実施する際に隔離操作を行うことから手順を整備している。</p> <p>東二は自動的にサイフォンブレイカーにより漏えいの継続が防止されるため手順を整備しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ</p>	<p>1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。</u> また、<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時に、燃料プール代替注水設備により使用済燃料プールへの注水ができない場合においても、使用済燃料プールへの注水として用いることができる。</u> なお、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。</u>本作業は、原子炉建屋原子炉棟内で作業を行うことから、作業環境が悪化する前に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水と同時に本手段に係わる準備を開始する。また、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。</p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> 使用済燃料プール水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合。 ・<u>使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。</u> ・<u>使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて確認した場合。</u></p> <p>(b) <u>操作手順</u> <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-11図に、タイムチャートを第1.11-12図に示す。</u></p>	<p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要なポンプ、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て確認する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑦発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの開始を指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認した後、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始まで15分以内で可能である。</p>	相違理由③

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）</u> 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、<u>使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。</u></p> <p><u>なお、可搬型代替注水ポンプは（A-2級）2台を並列に連結し、更に可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台を直列に連結して使用する。（接続方法を第1.11.15図に示す。）</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、<u>更に以下のいずれかの状況に至った場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 使用済燃料貯蔵ラック上端+6000mmを下回る水位低下を使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11.2図、第1.11.4図及び第1.11.5図に、概要図を第1.11.15図に、タイムチャートを第1.11.16図に示す。</p>	<p>b. <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）</u> 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、<u>燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。</u></p> <p><u>また、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時に、燃料プール代替注水設備により使用済燃料プールへの注水ができない場合においても、使用済燃料プールへの注水として用いることができる。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、<u>さらに以下のいずれかの状況に至り、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順 <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-13図に、タイムチャートを第1.11-14図に示す。</u></p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由④⑳</p> <p>相違理由②⑳</p> <p>柏崎固有の記載</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑰⑳</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p>	<p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ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て確認する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの系統構成を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン元弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。</u></p>	<p>相違理由③⑬⑳ 柏崎は③に記載</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由③⑬⑳</p> <p>相違理由④⑬⑳㉑ 相違理由④</p> <p>東二は①に記載</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を第1.11.15図に示す接続方法となるよう配備し、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑥当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる確認を指示する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑧中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び使用済燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</p> <p>⑩重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑪災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑫重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し、送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑬発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。</p> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑮発電長は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>相違理由⑳</p> <p>東二は⑩に記載 相違理由⑲⑳</p> <p>相違理由⑲⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑲⑳</p> <p>相違理由⑲⑳</p> <p>相違理由⑲⑳⑳</p> <p>相違理由④⑳</p> <p>相違理由②⑳ 相違理由⑱</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>防火水槽を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで125分以内で可能である。</u></p> <p><u>淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースを使用した場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで140分以内で可能である。</u></p> <p><u>また、淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで330分以内で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：代替淡水貯蔵槽）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 <p><u>【高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：西側淡水貯水設備）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：代替淡水貯蔵槽）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、535分以内で可能である。 <p><u>【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへのスプレイの場合】（水源：西側淡水貯水設備）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、320分以内で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎はあらかじめ敷設してあるホースの使用有無に対して所要時間を示している。</p> <p>相違理由④ 相違理由② 相違理由④ 相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水/海水）</u> 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、<u>使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に常設スプレィヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレィヘッドの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）1台、又は（A-2級）2台により、可搬型スプレィヘッドを使用したスプレィを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。</u> <u>なお、可搬型代替注水ポンプは（A-1級）1台及び（A-2級）1台を直列に連結、又は（A-2級）2台を直列に連結して使用する。（接続方法を第1.11.17図に示す。）</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィができない場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6000mmを下回る水位低下を使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順 <u>（可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）1台使用した場合）</u></p> <p>燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11.2図、第1.11.4図及び第1.11.5図に、概要図を第1.11.17図に、タイムチャートを第1.11.18図及び第1.11.19図に示す。</p>	<p>c. <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水/海水）</u> 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、常設スプレィヘッドを優先して使用するが、常設スプレィヘッドの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。</p> <p><u>また、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時に、燃料プール代替注水設備により使用済燃料プールへの注水ができない場合においても、使用済燃料プールへの注水として用いることができる。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準 使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至り、常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィができない場合。<u>ただし、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-7図に、タイムチャートを第1.11-8図に示す。</u></p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由④ 相違理由⑳ 相違理由⑳ 相違理由⑳</p> <p>柏崎固有の手順</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑳ 東二は原子炉建屋原子炉棟6階に可搬型スプレィノズルを設置するため判断基準に記載</p> <p>相違理由④⑰⑳</p> <p>柏崎は表題を記載</p> <p>相違理由⑳ 相違理由⑥ 相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p>	<p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として、可搬型代替注水大型ポンプの配置、及び原子炉建屋原子炉棟6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1)a.使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑦重大事故等対応要員は、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟6階までのホース敷設を実施する。</u></p>	<p>柏崎は③に記載 相違理由⑱⑳ 相違理由㉑ 相違理由㉒</p> <p>柏崎は①に記載 相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由㉑⑳ 相違理由④</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>③^a SFP 可搬式接続口使用の場合 当直長は当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</p> <p>③^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）の配備、ホース接続及び起動操作、並びに原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。</p> <p>④^a SFP 可搬式接続口使用の場合 現場運転員 C 及び D は、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの系統構成として、原子炉建屋地上 1 階 SFP 可搬式接続口（原子炉建屋南側）から南東側階段を經由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。</p> <p>④^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋扉内側から北西側階段を經由して原子炉建屋オペレーティングフロアまでホースを敷設し、原子炉建屋オペレーティングフロアにて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。</p> <p>⑤^a SFP 可搬式接続口使用の場合 現場運転員 C 及び D は、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの系統構成として、SFP 接続口内側隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 現場運転員 C 及び D は、可搬型代替注水ポンプとのホースの接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。緊急時対策要員は、原子炉建屋扉外側の防潮扉を開放し、現場運転員による原子炉建屋扉の開放操作完了後、原子炉建屋内に敷設されたホースとの接続を実施する。</p>		<p>柏崎は使用する接続口毎に手順を整備している。 東二は①に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）と（A-2級）が直列となるよう配備し、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィの開始を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる確認を指示する。</p> <p>⑨^a SFP 可搬式接続口使用の場合 緊急時対策要員は、SFP 接続口外側隔離弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑨^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 緊急時対策要員は、送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへのスプレィが開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレィされていること及び使用済燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。</p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑧重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィの準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑨災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑩重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張りを実施した後、代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p> <p>⑪発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィが開始されたことの確認を指示する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールへのスプレィが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑬発電長は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィが開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>相違理由⑱⑳ 相違理由㉑ 東二は⑨に記載。</p> <p>柏崎は⑥⑦に記載。 相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由⑱⑳ 相違理由㉑</p> <p>柏崎は使用する接続口毎に手順を整備している。</p> <p>相違理由⑱⑳㉑ 相違理由⑰⑳ 相違理由㉑</p> <p>相違理由④⑳ 相違理由⑱</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を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2名にて作業を実施した場合に必要な時間は約65分である。</u></p> <p><u>また、可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での燃料プール代替注水系による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>〔防火水槽を水源とした送水〕</u></p> <p><u>緊急時対策要員2名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約125分</u></p> <p><u>緊急時対策要員2名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約135分</u></p> <p><u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）〕</u></p> <p><u>緊急時対策要員4名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約125分</u></p> <p><u>緊急時対策要員4名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約135分</u></p> <p><u>〔淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）〕</u></p> <p><u>緊急時対策要員6名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約330分</u></p> <p><u>緊急時対策要員6名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約340分</u></p> <p><u>可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ操作は、作業開始を判断してから燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレィ開始まで約340分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p> <p><u>室温は、事象初期に可搬型スプレィヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレィ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <p><u>・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、435分以内で可能である。</u></p> <p><u>【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】（水源：代替淡水貯槽）</u></p> <p><u>・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、370分以内で可能である。</u></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。また、速やかに作業が開始できるよう、<u>原子炉建屋内で使用使用する資機材は作業場所近傍に配備する。代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</u></p> <p>また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p>相違理由⑱⑳</p> <p>東二は使用する入口毎に所要時間を整理している。柏崎は水源、ホース敷設の有無で所要時間を整理している。</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は手順着手の判断基準に原子炉建屋原子炉棟6階へのアクセス可否の判断があるため、室温の整理はしない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 漏えい緩和</p> <p>a. 使用済燃料プール漏えい緩和</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、<u>更</u>に以下のいずれかの状況に至り、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6000mmを下回る水位低下を使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p>使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.11.20図に示す。</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき</u>、<u>運転員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③現場運転員 E 及び F は、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了したことを<u>当直副長</u>に報告する。</p>	<p>(2) 漏えい緩和</p> <p>a. 使用済燃料プール漏えい緩和</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、<u>さら</u>に以下のいずれかの状況に至り、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p>使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、タイムチャートを第1.11-15図に示す。</p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき</u>、<u>災害対策本部長代理に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備開始を指示する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること</u>及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑥重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟6階にて、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろしロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了したことを<u>災害対策本部長代理</u>に報告する。<u>また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由④⑰㉑</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑰㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>柏崎は①に記載</p> <p>相違理由⑰㉑</p> <p>相違理由④⑰㉑㉒</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑰㉑</p> <p>相違理由⑰㉑㉒</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>④中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認し、当直副長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施する。作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで約 120 分で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。</p>	<p>⑦発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位にて確認し、発電長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等(当直運転員) 1 名及び重大事故等対応要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで 150 分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p>	<p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由⑱⑳㉑ 相違理由④⑰⑳</p> <p>相違理由⑱ 相違理由⑳</p> <p>相違理由④ 柏崎は資機材の配備場所を選定している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。 ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p>使用済燃料プールの状態監視に必要な監視カメラの空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。また、概要図を第1.11.21 図に、タイムチャートを第1.11.22 図に示す。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの空冷装置の起動準備を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び空冷装置起動に必要な電源が確保されていることを確認する。</p> <p>③現場運転員 C 及び D は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置冷却空気止め弁の全開操作後、空冷装置を起動する。</p> <p>④中央制御室運転員 A は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの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 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動まで約 20 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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した水位と放射線線量率の相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p> <p>a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかの状況に至った場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報が発生した場合。 ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p>使用済燃料プールの状態監視に必要な使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-16図に、タイムチャートを第1.11-17図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動準備を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ、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て確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁の全開操作後、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの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、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内で可能である。</p>	<p>相違理由④</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由④⑱⑳</p> <p>相違理由⑱㉑</p> <p>相違理由④㉒</p> <p>相違理由④⑱⑳㉑</p> <p>東二は中央制御室での操作、柏崎は現場操作での操作。</p> <p>相違理由④⑱㉑</p> <p>相違理由⑱㉑</p> <p>相違理由④㉒</p> <p>柏崎は現場での操作があるため記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 代替電源による給電</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電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>1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順</p> <p>(1) <u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</u></p> <p>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、<u>原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</u>なお、<u>水源であるスキマサージタンクへの補給については、「1.11.2.1(1)a.燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」、「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」又は「1.11.2.1(1)c.消火系による使用済燃料プールへの注水」と同様の手順にて実施する。</u>また、<u>常設代替交流電源設備及び第二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。</u></p>	<p>b. 代替電源による給電</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電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>1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順</p> <p>(1) 使用済燃料プールの除熱</p> <p>a. <u>代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</u></p> <p><u>設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</u>なお、<u>使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は、「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 燃料プールのスプレイ」と同様の手順により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とする。</u>また、<u>常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源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。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②④⑤</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①④⑤</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>a. <u>手順着手の判断基準</u> 全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系及びD系の受電が完了し、燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態^{※1}である場合。 ※1:設備に異常がなく、電源、水源（スキマサージタンク）及び原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系による補機冷却水が確保されている状態。</p> <p>b. <u>操作手順（A系のポンプ及び熱交換器を使用の例）</u> 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11.2図、第1.11.4図及び第1.11.5図に、概要図を第1.11.23図に、タイムチャートを第1.11.24図に示す。 ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の準備開始を指示する。 ②現場運転員E及びFは、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ、電動弁の電源の受電操作を実施する。 ③中央制御室運転員A及びBは、燃料プール冷却浄化系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示及びパラメータにて確認する。</p>	<p>(a) <u>代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</u> i) <u>手順着手の判断基準</u> 使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、代替燃料プール冷却系が使用可能な場合^{※1}。 ※1:設備に異常がなく、電源、水源（スキマサージタンク）及び緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水が確保されている状態。</p> <p>ii) <u>操作手順</u> 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-18図に、タイムチャートを第1.11-19図に示す。 ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の準備開始を指示する。 ②運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。 ③運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。 ④発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の系統構成を指示する。 ⑤運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁の全閉操作を実施する。 ⑥運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁の全開操作を実施する。</p>	<p>相違理由① 相違理由⑦ 相違理由① 相違理由⑳ 相違理由⑦ 相違理由① 相違理由⑥ 相違理由⑥ 相違理由① 東二固有の手順 柏崎固有の手順 相違理由①⑱⑳ 相違理由② 相違理由① 東二固有の手順</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>④当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に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、燃料プール冷却浄化系が使用可能か確認する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の系統構成として、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁を全閉操作、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)、(B)の全閉確認を実施する。</u></p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、<u>燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱効率を上げるため、補機冷却水を通水していない熱交換器の燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の全閉操作を実施する。</u> <u>なお、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</u></p> <p>⑦当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>中央制御室運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を微開とし、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)の起動操作を実施する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、<u>燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を調整開とし、FPC ポンプ(A)吐出流量指示値の上昇及び使用済燃料貯蔵プール温度指示値の低下により使用済燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。</u></p> <p>⑪当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>⑦発電長は、<u>運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を指示する。</u></p> <p>⑧運転員等は<u>中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ※²を起動し、使用済燃料プールの除熱が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。</u> <u>※2：代替燃料プール冷却系は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止し、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し、使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし、燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に、使用済燃料プールの冷却に用いる。</u></p>	<p>相違理由① 柏崎固有の手順</p> <p>相違理由①⑱⑳</p> <p>柏崎固有の手順</p> <p>相違理由①④⑱⑳</p> <p>東二固有の記載 東二は代替燃料プール冷却系の停止条件について記載している。</p> <p>柏崎固有の手順</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始まで約45分で可能である。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</u></p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで15分以内で可能である。</u></p> <p>(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p><u>使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合。</u></p> <p>ii) 操作手順</p> <p><u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（緊急用海水系A系による冷却水（海水）の送水手順を示す。緊急用海水系B系による冷却水（海水）の送水手順も同様。）。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-20図に、タイムチャートを第1.11-21図に示す。</u></p> <p><u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備開始を指示する。</u></p> <p><u>②運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、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て確認する。</u></p> <p><u>③発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。</u></p> <p><u>④運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）の全開操作を実施する。</u></p> <p><u>⑤運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。</u></p> <p><u>⑥発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）の起動を指示する。</u></p> <p><u>⑦運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）を起動し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>⑧発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。</u></p> <p><u>⑨運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし、緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後、発電長に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑦ 相違理由⑱ 相違理由⑳</p> <p>東二は現場操作を実施しない。</p> <p>相違理由① 東二は冷却水の確保手順を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>iii) <u>操作の成立性</u> <u>上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内で可能である。</u></p> <p>(c) <u>代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（代替燃料プール冷却系東側接続口、代替燃料プール冷却系西側接続口、代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した手順は、手順④以外は同様。）。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-22図に、タイムチャートを第1.11-23図に示す。</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備開始を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、プラントの被災状況に応じて代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、水源からの接続口を決定し、発電長に使用する代替燃料プール冷却系の接続口を報告する。なお、代替燃料プール冷却系の接続口は、各作業時間（出動準備、移動、代替淡水貯蔵槽蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、西側接続口蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。</p> <p>③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。</p> <p>④重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、海から代替燃料プール冷却系の接続口までホースの敷設を実施する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>東二は冷却水の確保手順を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑥発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保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て確認する。</p> <p>⑧発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。</p> <p>⑨^a代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が全閉していることを確認する。</p> <p>⑨^b代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）の全開操作を実施する。</p> <p>⑪重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑫災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</p> <p>⑬重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系西側接続口、代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁が全閉していることを確認した後、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。</p> <p>⑭重大事故等対応要員は、ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後、代替燃料プール冷却系西側接続口、代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁の全開操作を実施し、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</p>	<p>相違理由① 東二は冷却水の確保手順を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑮発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し、発電長に報告する。</p> <p>⑰発電長は、災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを報告する。</p> <p>⑱災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。</p> <p>⑲重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</p> <p>【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、370分以内で可能である。 <p>【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、310分以内で可能である。 <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両の作業照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。</p>	<p>相違理由① 東二は冷却水の確保手順を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに可搬型代替注水ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p> <p>燃料プール冷却浄化系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p>	<p>1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順</u>については、「1.12 <u>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</u>」にて整備する。</p> <p><u>西側淡水貯水設備及び代替淡水貯蔵に補給する手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順</u>については、「1.13 <u>重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</u>」にて整備する。</p> <p><u>非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、緊急用海水ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車、非常用交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順</u>については、「1.14 <u>電源の確保に関する手順等</u>」にて整備する。</p> <p><u>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順</u>については、「1.15 <u>事故時の計装に関する手順等</u>」にて整備する。</p>	<p>柏崎は後段に記載 相違理由⑳，手順名の相違 柏崎は後段に記載 相違理由④⑧</p> <p>東二は電源を明確にしている。</p> <p>相違理由④⑳</p> <p>東二は操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順を「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。 東二は前段に記載</p> <p>東二は前段に記載</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1.11.25図に示す。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて状態の監視を行う。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用した使用済燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備する。可搬型代替注水ポンプ（A-1級）が使用できない場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を準備するが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が使用できない場合は、消火系による使用済燃料プールへの注水を実施する。</p> <p>なお、消火系による使用済燃料プールへの注水は、<u>発電所構内（大湊側）における火災への対応や消火系を用いた原子炉冷却等の用途に用いられる可能性があることから、可搬型代替注水ポンプの使用を優先する。</u></p>	<p>1.11.2.6 重大事故等時の対処手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.11-24図に示す。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、<u>使用済燃料プール水位低警報又は使用済燃料プール温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。</u></p> <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、<u>使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。</u>常設低圧代替注水系ポンプが使用できない場合は、消火系による使用済燃料プールへの注水、<u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段については、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水、消火系による使用済燃料プールへの注水、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水のうち使用済燃料プールへの注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による使用済燃料プールへの注水を開始する。</u></p> <p>なお、消火系による使用済燃料プールへの注水は、<u>重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。</u></p>	<p>相違理由⑥</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④⑬⑳</p> <p>相違理由④⑬⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>優先する系統の相違</p> <p>東二は常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水を同時並行で準備する。また、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段を使用した注水を開始する旨を明記している。</p> <p>相違理由⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水又はスプレイを実施する際は、防火水槽を水源として使用し、防火水槽が使用できない場合は淡水貯水池を使用する。また、可搬型スプレイヘッドよりも系統構成が容易で使用済燃料プール近傍での現場操作がなく、スロッシング等により使用済燃料プールの水位が低下しても被ばくを低減できることから、常設スプレイヘッドの使用を優先する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水ポンプが使用できず、使用済燃料プールへのスプレイが実施できない場合は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。</u></p> <p><u>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</u></p>	<p>燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水ができない場合又は燃料プール代替注水設備による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから、<u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイにて使用済燃料プールへスプレイができない場合は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。使用済燃料プールへのスプレイが実施できない場合は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。</u></p> <p>使用済燃料プール冷却機能の喪失により使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し、<u>緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の確保及び燃料プール代替注水により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</u></p>	<p>優先する系統の相違</p> <p>相違理由③⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由①④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考	
第1.11.1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順					第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順					全体を通して共通の相違理由④ ⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑰⑱については記載を省略する。それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線は省略する。柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 （以下、第1.11-1表において同様） 相違理由②	
対応手段，対処設備，手順書一覧（1/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（1/7）						
分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書		
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	ヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽*1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備*2 燃料給油設備*2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」						
			ヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」		可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水中型ポンプ*1 可搬型代替注水大型ポンプ*1 西側淡水貯水設備*1 代替淡水貯槽*1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 燃料給油設備*2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
				防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」					
		消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 第二代代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」						
		漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※4	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」						
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。 ※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置） ※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。					※1：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。 ※2：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。 ※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二					備考
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/7)						
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書	
			燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	(可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系) (可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	
燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	(消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール				自主対策設備
			※1：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。 ※2：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。 ※3：静的サイフォンブレーカは、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。			

柏崎の消火系による使用済燃料プールへの注水に係る記載は、比較表ページ75に記載。
 東二は消火系による使用済燃料プールへの注水において、消火栓による使用済燃料プールへの注水と残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水手段を選定する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（2/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（4/7）					相違理由③
分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	ヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	-	-	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※1 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」						
	-	ヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	-	-	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ※1 可搬型代替注水大型ポンプ※1 西側淡水貯水設備※1 代替淡水貯槽※1 ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」						
-	-	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	-	-	-	-	-	
-	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ※3	-	-	-	-	-	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
 ※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※1: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。
 ※2: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。
 ※3:静的サイフォンブレーカは、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
 ※4:手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二					備考	
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/7)						
	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	柏崎の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへのスプレイに係る記載は, 比較表ページ78に記載。 柏崎の漏えい緩和可に係る記載は, 比較表ページ78に記載。 柏崎の 대기への放射性物質の拡散抑制に係る記載は, 比較表ページ78に記載。	
		-	(可搬型スプレイノズル) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ ^{※1} 代替淡水貯槽 ^{※1} ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備 ^{※2}	重大事故等対処設備		非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			漏えい緩和	シーล材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備		非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		대기への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用) ^{※4} ホース 放水砲 ^{※4} 燃料給油設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領		
※1：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。 ※2：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。 ※3：静的サイフォンブレーカは, 操作及び確認を必要としないため, 手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（6/7）					
分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備 AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	-						
		第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備							
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	代替電源による給電	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「電源供給回復」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)						
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備						

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
 ※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※1: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。
 ※2: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。
 ※3:静的サイフォンブレーカは、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
 ※4:手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）						
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	重大事故等対処設備	手順書	相違理由①
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	自主対策設備	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
※1：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。 ※2：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。 ※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																								
<p style="text-align: center;">第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4"> 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」 </td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td> 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td> M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 </td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td> 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) </td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</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)	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	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 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	<p style="text-align: center;">第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/12)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">手順書</th> <th style="width: 30%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 40%;">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書 II (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td> 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td> 緊急用メタルクラッド開閉装置 (以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。) 電圧 緊急用パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td> 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ </td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td> 使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) </td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水			非常時運転手順書 II (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ	電源	緊急用メタルクラッド開閉装置 (以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。) 電圧 緊急用パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	水源の確保	代替淡水貯槽水位	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用)	水源の確保	代替淡水貯槽水位	<p>全体を通して共通の相違理由④ ⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑰⑱については記載を省略する。それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線は省略する。柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 (以下、第 1.11-2 表において同様)</p> <p>相違理由②</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)																																								
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水																																										
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ																																							
		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 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																							
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池																																								
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)																																							
水源の確保		防火水槽 淡水貯水池																																								
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)																																								
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水																																										
非常時運転手順書 II (微候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ																																							
		電源	緊急用メタルクラッド開閉装置 (以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。) 電圧 緊急用パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																							
		水源の確保	代替淡水貯槽水位																																							
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ																																							
補機監視機能		使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用)																																								
水源の確保		代替淡水貯槽水位																																								

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																				
<p>監視計器一覧（2/4）</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">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」</td> <td rowspan="2">使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C電圧 M/C D電圧 P/C C-1電圧 P/C D-1電圧 直流125V主母線盤A電圧 直流125V主母線盤B電圧 直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧 AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールへの注水量</td> <td>復水補給水系統流量（RHR B系代替注水流量）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい抑制</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」</td> <td rowspan="2">使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</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）	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	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 直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧 AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	水源の確保	ろ過水タンク水位	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料プールへの注水量	復水補給水系統流量（RHR B系代替注水流量）	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	水源の確保	ろ過水タンク水位	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい抑制			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	操作	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	<p>監視計器一覧（2/12）</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">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水 b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="3">判断基準</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td rowspan="3">使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>低压代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低压代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水 b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）			非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	補機監視機能	低压代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低压代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位	<p>柏崎の燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）に係る記載は比較表ページ82に記載。</p> <p>東二は自動的にサイフォンブレーカーにより漏えいの継続が防止されるため漏えい抑制手順を整備しない。</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）																																																				
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水																																																						
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ																																																				
		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 直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧 AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧																																																			
	水源の確保	ろ過水タンク水位																																																				
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）																																																			
使用済燃料プールへの注水量		復水補給水系統流量（RHR B系代替注水流量）																																																				
補機監視機能		ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力																																																				
水源の確保		ろ過水タンク水位																																																				
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい抑制																																																						
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ																																																				
		操作	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）																																																			
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）																																																				
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水 b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）																																																						
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ																																																			
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																			
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																			
操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ																																																			
		補機監視機能	低压代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 低压代替注水系使用済燃料プール流量（可搬ライン用）																																																			
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位																																																			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考	
<p>監視計器一覧（3／12）</p> <p>手順書</p> <p>重大事故等の対応に必要な監視項目</p> <p>監視パラメータ（計器）</p> <p>1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）</p> <p>非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」</p> <p>AM設備別操作手順書</p>				<p>柏崎の燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水）に係る記載は比較表ページ82に記載。</p>	
	<p>判断基準</p>	<p>使用済燃料プールの監視</p>	<p>使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</p>		
		<p>電源</p>	<p>緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤2B電圧</p>		
	<p>水源の確保</p>		<p>代替淡水貯槽水位</p>		
		<p>操作</p>	<p>使用済燃料プールの監視</p>		<p>使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</p>
			<p>水源の確保</p>		<p>代替淡水貯槽水位</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二			備考	
	監視計器一覧 (4/12)			柏崎の消火系による使用済燃料プールへの注水に係る記載は比較表ページ 82 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)		
	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 d. 消火系による使用済燃料プールへの注水				
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視		使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
			電源		M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 直流125V主母線盤 2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
			水源の確保		ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ		
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量		
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考																																																
<p>監視計器一覧（3/4）</p> <table border="1" data-bbox="151 401 1178 1835"> <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">1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="4"> 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」 </td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>防火水槽 淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい緩和</td> </tr> <tr> <td rowspan="2"> 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 </td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</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）	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	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 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい緩和			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	<p>監視計器一覧（5/12）</p> <table border="1" data-bbox="1317 390 2445 1761"> <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">1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="4"> 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 </td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">操作</td> <td>使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</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）	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ			非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	水源の確保	代替淡水貯槽水位	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	補機監視機能	低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	水源の確保	代替淡水貯槽水位	<p>相違理由③</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）																																																		
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ																																																				
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ																																																	
		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 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																																	
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池																																																		
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）																																																	
水源の確保		防火水槽 淡水貯水池																																																		
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2)漏えい緩和																																																				
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ																																																	
		操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）																																																
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）																																																		
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ																																																				
非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ																																																	
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																																	
	水源の確保	代替淡水貯槽水位																																																		
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ																																																	
補機監視機能		低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力																																																		
水源の確保		代替淡水貯槽水位																																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二			備考	
	監視計器一覧 (6 / 12)			柏崎の燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) に係る記載は比較表ページ 86 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)		
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水)				
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視		使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ
			電源		緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 M / C 2D 電圧 P / C 2D 電圧 直流 125V 主母線盤 2B 電圧
	AM 設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視		使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
			補機監視機能		低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用)
			水源の確保		西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
			水源の確保		西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二			備考	
	監視計器一覧（7／12）			柏崎の燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）に係る記載は比較表ページ86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）		
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）				
	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視		使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
			電源		緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
			水源の確保		代替淡水貯槽水位
AM設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ		
		水源の確保	代替淡水貯槽水位		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二			備考
	監視計器一覧 (8/12)			柏崎の使用済燃料プール漏えい緩和に係る記載は比較表ページ 86 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)	
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和 a. 使用済燃料プール漏えい緩和			
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	
	電源		緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二			備考
	監視計器一覧 (9/12)			柏崎の使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動に係る記載は比較表ページ 86 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)	
	1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動			
	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視	
	電源		緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																
<p>監視計器一覧 (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="151 405 1184 1224"> <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">1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</td> </tr> <tr> <td> 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 </td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td> 使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位 </td> </tr> <tr> <td> AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 </td> <td> 電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 </td> </tr> <tr> <td></td> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td> 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 </td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作</td> <td> 使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 FPC ポンプ (A) 吐出流量 FPC ポンプ (B) 吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 </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)	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱			事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位	AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	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 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量		操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 FPC ポンプ (A) 吐出流量 FPC ポンプ (B) 吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度	<p>監視計器一覧 (10/12)</p> <table border="1" data-bbox="1314 394 2442 1665"> <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">1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位 </td> </tr> <tr> <td> 電源 緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td> 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) </td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td> 補機監視機能 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) </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)	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱			非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位	電源 緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ	補機監視機能 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	<p>相違理由①</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)																																
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱																																		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位																																
AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」		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 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量																																
	操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 FPC ポンプ (A) 吐出流量 FPC ポンプ (B) 吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度																																
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)																																
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱																																		
非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位																																
		電源 緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																
	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)																																
	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ																																
補機監視機能 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考														
	<p>監視計器一覧 (11/12)</p> <table border="1" data-bbox="1311 394 2442 1281"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 394 1596 464">手順書</th> <th data-bbox="1596 394 2036 464">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2036 394 2442 464">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1311 464 2442 604"> 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 604 1596 940" rowspan="2"> 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1596 604 1685 940" rowspan="2"> 判断基準 </td> <td data-bbox="1685 604 2036 745"> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1685 745 2036 940"> 電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 940 1596 1136" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1596 940 1685 1136" rowspan="2"> 操作 </td> <td data-bbox="1685 940 2036 1136"> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1685 1136 2036 1281"> 補機監視機能 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) </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)	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧		操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ	補機監視機能 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	<p>相違理由①</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)														
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保																
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ														
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧														
	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ														
		補機監視機能 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)														

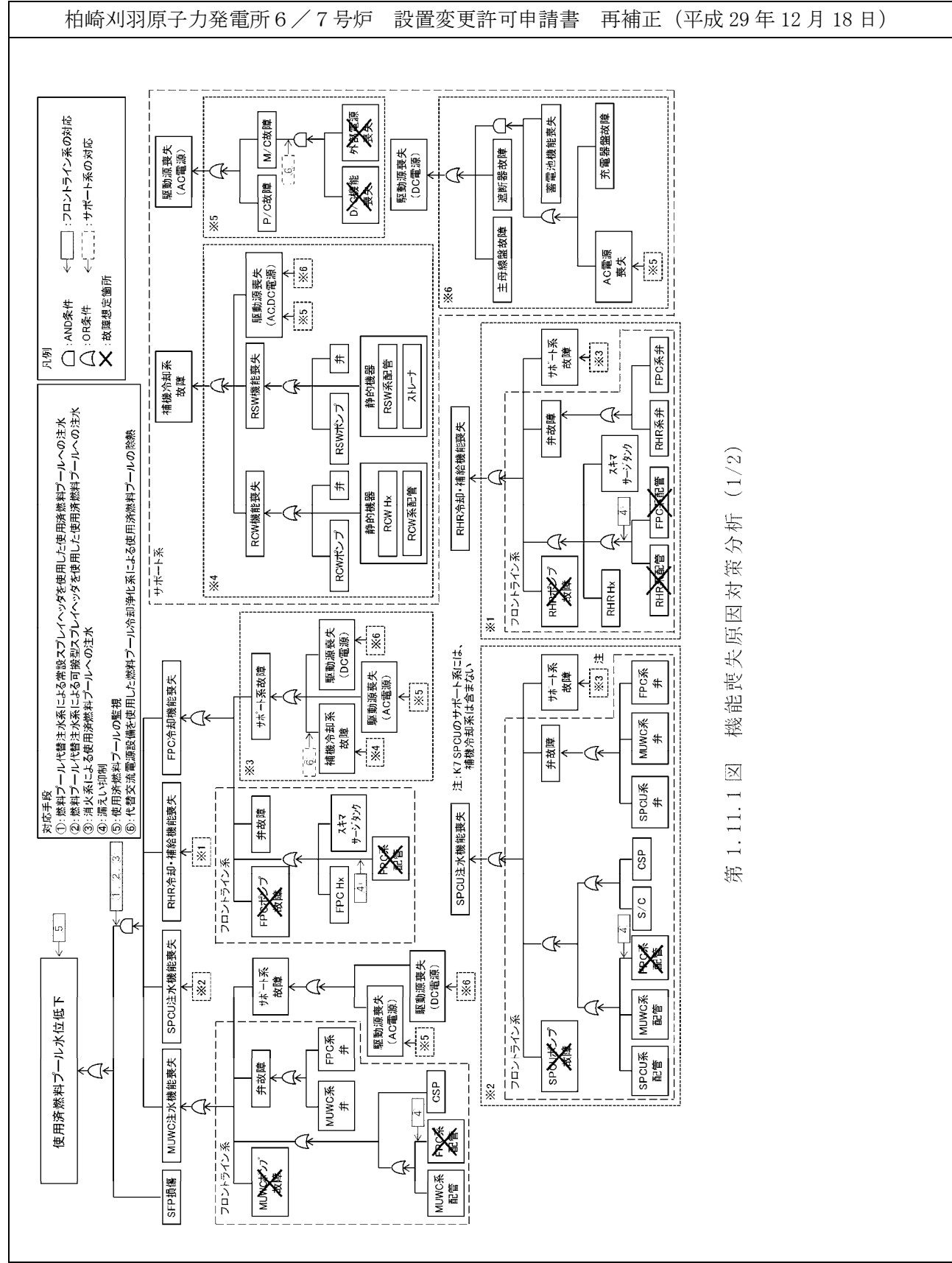
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二			備考																
	<p>監視計器一覧 (12/12)</p> <table border="1" data-bbox="1311 394 2445 1390"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 394 1596 466">手順書</th> <th data-bbox="1596 394 2036 466">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2036 394 2445 466">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1311 466 2445 604"> 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 604 1596 995" rowspan="2"> 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 </td> <td data-bbox="1596 604 2036 995"> 判断基準 </td> <td data-bbox="2036 604 2445 743"> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1596 743 2036 995"> 電源 </td> <td data-bbox="2036 743 2445 995"> 緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 995 1596 1390" rowspan="2"> AM 設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1596 995 2036 1390"> 操作 </td> <td data-bbox="2036 995 2445 1247"> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1596 1247 2036 1390"> 補機監視機能 </td> <td data-bbox="2036 1247 2445 1390"> 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) </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)	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ	電源	緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	AM 設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	<p>相違理由①</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)																		
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保																				
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ																		
	電源	緊急用 M / C 電圧 緊急用 P / C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																		
AM 設備別操作手順書	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ																		
	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)																		

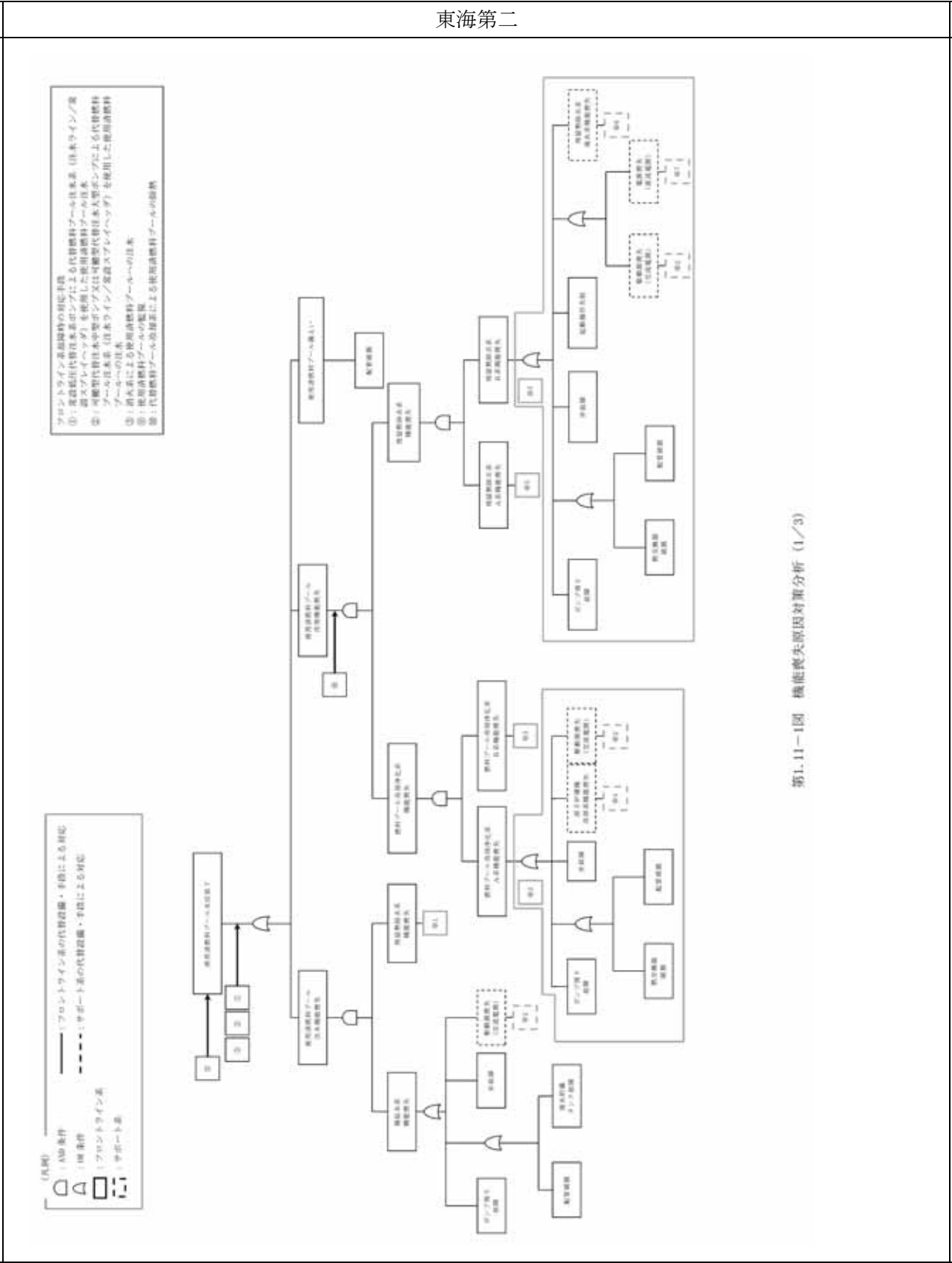
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																											
<p style="text-align: center;">第1.11.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 33%;">対象条文</th> <th style="width: 33%;">供給対象設備</th> <th style="width: 33%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> <td>使用済燃料プール監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 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 MCC C系</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却浄化系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却浄化系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 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 MCC C系	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源				<p style="text-align: center;">第1.11-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">対象条文</th> <th style="width: 45%;">供給対象設備</th> <th style="width: 30%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用M/C</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度（SA）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</td> <td>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 直流125V主母線盤2B</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</td> <td>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MCC 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	使用済燃料プール温度（SA）	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	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	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 直流125V主母線盤2B	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	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	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	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MCC 緊急用直流125V主母線盤	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 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤	<p>柏崎との相違箇所については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑱</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																											
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 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 MCC C系																																											
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）																																											
	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系																																											
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																																											
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																											
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																											
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）																																											
	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC																																											
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																											
	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																											
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C																																											
	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																											
	使用済燃料プール温度（SA）	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																																											
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	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 直流125V主母線盤2B																																											
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	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																																											
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	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MCC 緊急用直流125V主母線盤																																											
	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 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】



第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<p>使用済燃料プール水位維持不可</p> <p>対応手段 ①: 燃料プール代替注水による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ ②: 燃料プール代替注水による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ ③: 潤えい通知 ④: 使用済燃料プールの監視 ⑤: 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>凡例 ◻: AND条件 ◻: OR条件 ◻: 故障発生箇所</p> <p>注: K7 SPCUのサポート系には、補給冷却系は含まない</p>	<p>東海第二</p> <p>(凡例) ◻: AND条件 ◻: OR条件 ◻: フロントライン系 ◻: サポート系</p> <p>①: 常設型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) ②: 可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) ③: 潤えい通知 ④: 可搬型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水系 (可搬型スプレイヘッド) ⑤: 大気への放射性物質の拡散抑制 ⑥: 使用済燃料プールの監視</p> <p>第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)</p>	<p>備考</p>

第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
	<p>第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)</p>	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表ページ 95, 96 に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考

凡例: フロントライン系 サポート系 故障名想定 対応手段あり

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

故障想定機器	故障原因1	故障原因2	故障原因3	故障原因4	故障原因5	故障原因6	故障原因7	故障原因8		
SFP水位低下	FPCによる冷却機能喪失	FPCポンプ故障								
		弁故障								
		静的機器故障	FPC Hx 配管 (FPC) スキマサージタンク							
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ 弁 静的機器故障	RCW Hx 配管 (RCW)					
			RSW機能喪失	RSWポンプ 弁 静的機器故障	RSW Hx 配管 (RSW) ストレーナ					
			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 (DC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 (DC電源)	蓄電池機能喪失 過充電故障	充電器機能喪失 AC電源喪失	P/C故障 M/G故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			
		RHRによる冷却及び補給機能喪失	RHRポンプ故障							
			弁故障 (RHR、FPC)							
			静的機器故障	RHR Hx 配管 (RHR、FPC) スキマサージタンク						
			補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ 弁 静的機器故障	RCW Hx 配管 (RCW)				
				RSW機能喪失	RSWポンプ 弁 静的機器故障	RSW Hx 配管 (RSW) ストレーナ				
				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 (DC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 (DC電源)			蓄電池機能喪失 過充電故障	充電器機能喪失 AC電源喪失	P/C故障 M/G故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			
	MUWGによる注水機能喪失		MUWGポンプ故障							
			弁故障 (MUWG、FPC)							
			静的機器故障	配管 (MUWG、FPC) DSP						
			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 (DC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 (DC電源)	蓄電池機能喪失 過充電故障	充電器機能喪失 AC電源喪失	P/C故障 M/G故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			
			SPCUによる注水機能喪失	SPCUポンプ故障						
		弁故障 (SPCU、MUWG、FPC)								
		静的機器故障		配管 (SPCU、MUWG、FPC) DSP、S/C						
		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 (DC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 (DC電源)		蓄電池機能喪失 過充電故障	充電器機能喪失 AC電源喪失	P/C故障 M/G故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			
		SFP水位維持不可		SFP機能						

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、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。

第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）

柏崎は先行 PWR との比較のため補足を作成しており、東二は柏崎との比較となるため補足は作成していない。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="142 386 1249 1360" style="border: 1px solid black; height: 464px; width: 373px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="240 1423 1139 1470"> <p>第1.11.2図 EOP「SFP水位・温度制御」における対応フロー</p> </div>	<div data-bbox="1383 331 2383 1780" style="border: 1px solid black; height: 690px; width: 337px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="2383 621 2427 1514" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed; font-size: small;"> <p>第1.11-2図 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<div data-bbox="154 386 1246 1478" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="276 1493 1118 1539" data-label="Caption"> <p>第 1.11.3 図 EOP「原子炉建屋制御」における対応フロー</p> </div>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<div data-bbox="145 401 1237 1272" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="142 1360 1231 1402">第 1.11.4 図 停止時 EOP「SFP 原子炉水位・温度制御」における対応フロー</p>		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<div data-bbox="142 411 1240 1255" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="329 1335 1050 1367">第 1.11.5 図 SOP「R/B 制御」における対応フロー</p>		

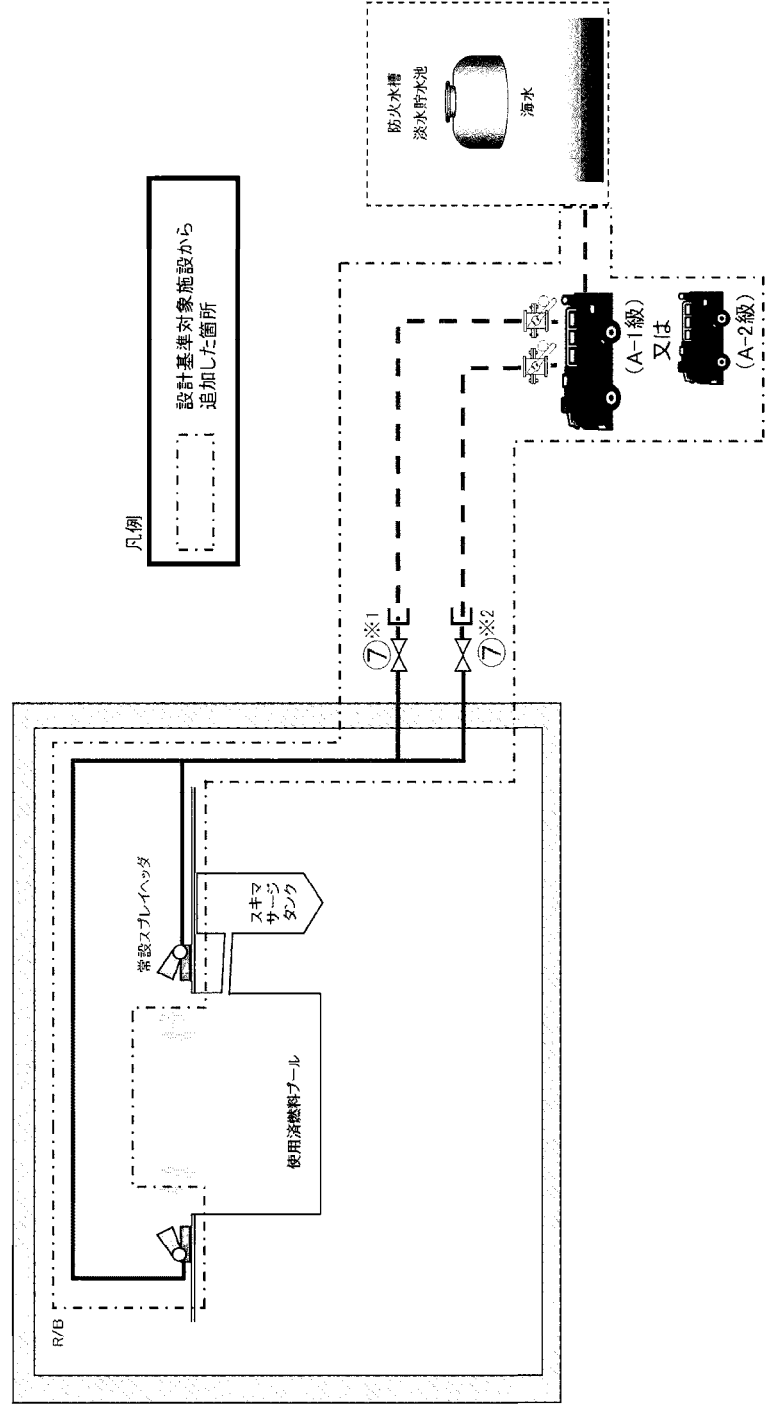
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
	<div style="text-align: center;"> </div> <p>第1.11-3図 常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 概要図</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑦*1</td> <td>常設低圧代替注水系統分継弁</td> <td>⑦*2</td> <td>使用済燃料プール注水ライン流量調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○*1：操作手順番号を示す。 ○*1~：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p>	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	⑦*1	常設低圧代替注水系統分継弁	⑦*2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	相違理由②
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称							
⑦*1	常設低圧代替注水系統分継弁	⑦*2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1359 401 2448 642" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1359 730 2448 905">第1.11-4図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 タイムチャート</p>	相違理由②

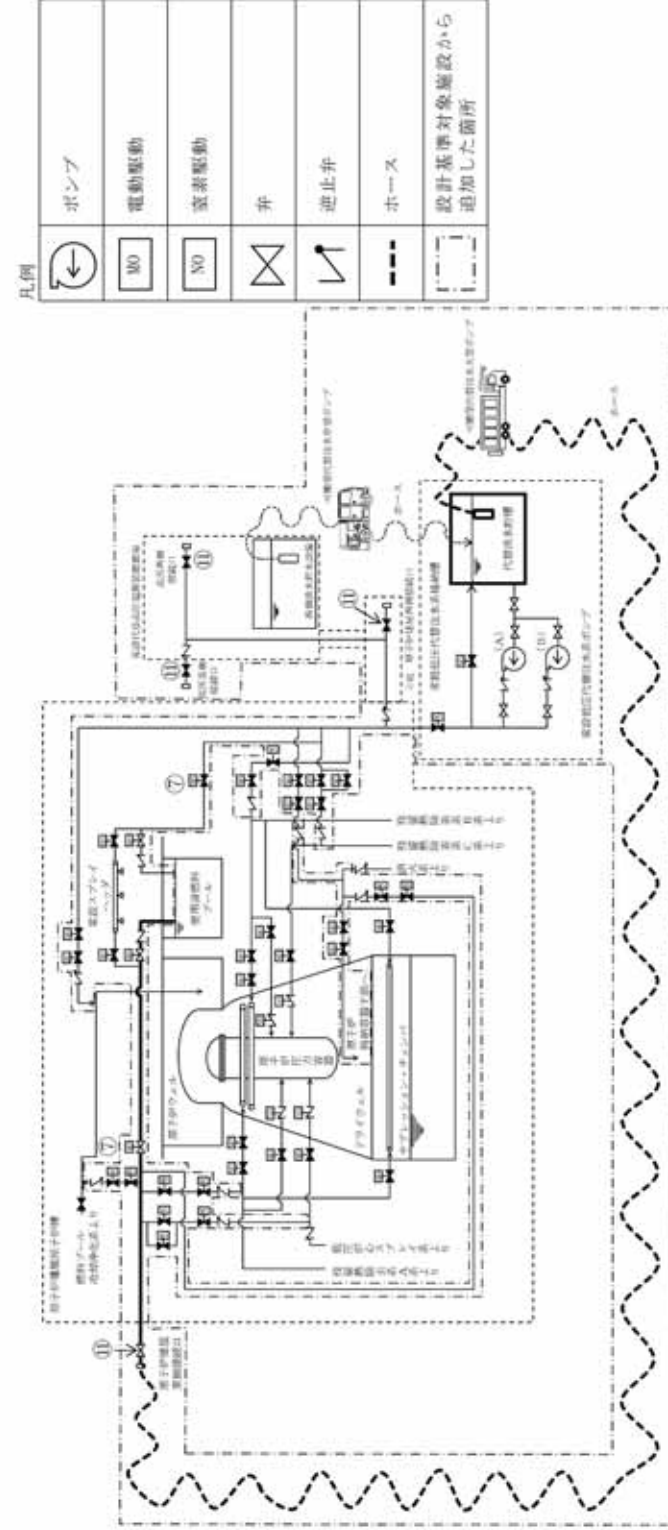
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.6 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
 使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

東海第二



操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑧	原子炉建屋西側接続口の弁、原子炉建屋東側接続口の弁、高所西側接続口の弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン/常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

備考

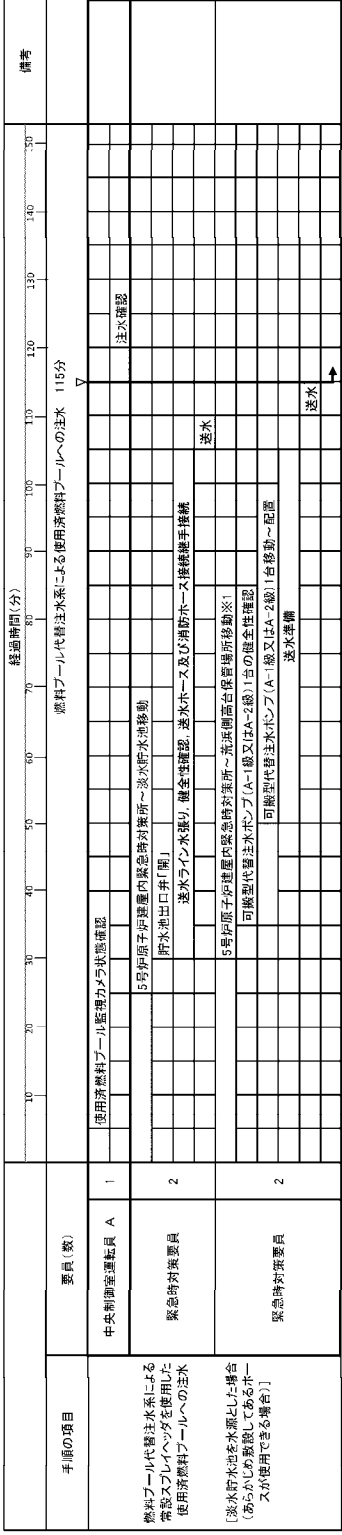
相違理由②⑧

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	経過時間(分)	備考
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水	1	110分 ※1		
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 [貯水槽を水源とした場合]	2			

※1 5号炉東側第一保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、約90分で可能である。
 大浜側高圧保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約100分で可能である。
 ※2 5号炉東側第一保管場所への移動は10分、大浜側高圧保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.11.7 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (1/2)



東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)
可搬型代替注水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプによる常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	1	110分 ※1
可搬型代替注水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプによる常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 [貯水槽を水源とした場合]	2	

【ホース敷設 (代替淡水貯蔵槽から高所東側接続口) の場合は412m、ホース敷設 (西側淡水貯蔵槽から高所西側接続口) の場合は70m】

第1.11-6図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (1/4)

相違理由⑧⑩

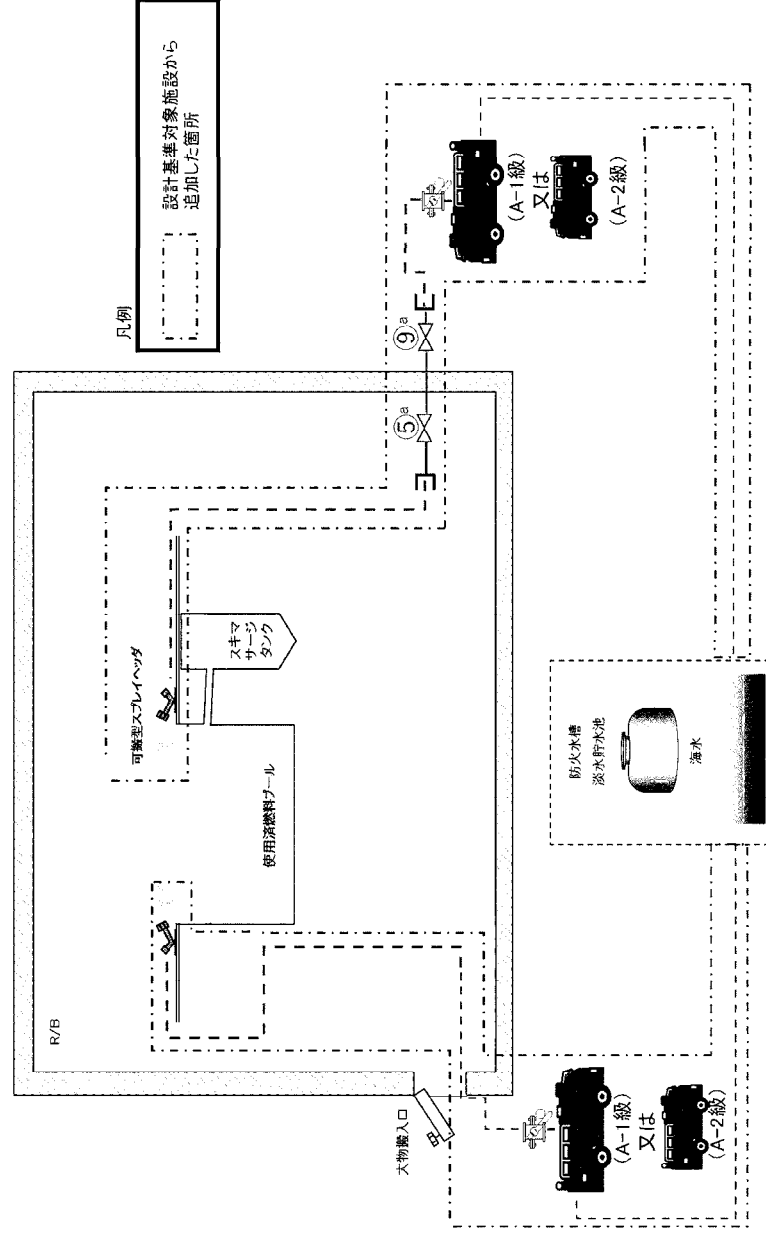
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																														
	<div style="text-align: center;">経過時間(分)</div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 535分</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (中央制御室操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員</td> <td>8</td> <td>準備 ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽 周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 390分</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (中央制御室操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等 対応要員</td> <td>8</td> <td>準備 ホース積込み, 移動 (南側保管場所～西側淡水貯水設備 周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p>【ホース敷設 (代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口) の場合は542m, ホース敷設 (西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口) の場合は881m】</p> <p>第1.11-6図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (3/4)</p>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 535分				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (中央制御室操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽 周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 390分				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (中央制御室操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動 (南側保管場所～西側淡水貯水設備 周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作	<p>相違理由⑧⑩</p>
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考																													
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 535分																																
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (中央制御室操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成																													
	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽 周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作																													
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考																													
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 390分																																
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (中央制御室操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成																													
	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動 (南側保管場所～西側淡水貯水設備 周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作																													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																												
	<div style="text-align: center;">経過時間(分)</div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水 535分</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子が建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)</td> <td>運転員等(当直運転員)(中央制御室)</td> <td>1</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</td> </tr> <tr> <td>運転員等(当直運転員)(現場)</td> <td>2</td> <td>移動, 系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要員</td> <td>8</td> <td>準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>代替淡水貯槽からの送水</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水 320分</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子が建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)</td> <td>運転員等(当直運転員)(中央制御室)</td> <td>1</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</td> </tr> <tr> <td>運転員等(当直運転員)(現場)</td> <td>2</td> <td>移動, 系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要員</td> <td>8</td> <td>準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>西側淡水貯水設備からの送水</td> </tr> </tbody> </table> <p>【ホース敷設(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口)の場合は542m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口)の場合は881m】</p> <p>第1.11-6図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) タイムチャート(4/4)</p>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水 535分				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子が建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動, 系統構成	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作				代替淡水貯槽からの送水	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水 320分				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子が建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動, 系統構成	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作				西側淡水貯水設備からの送水	<p>相違理由⑧⑩</p>
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考																																											
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水 535分																																														
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子が建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																																											
	運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動, 系統構成																																											
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作																																											
			代替淡水貯槽からの送水																																											
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)	備考																																											
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水 320分																																														
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子が建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																																											
	運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動, 系統構成																																											
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作																																											
			西側淡水貯水設備からの送水																																											

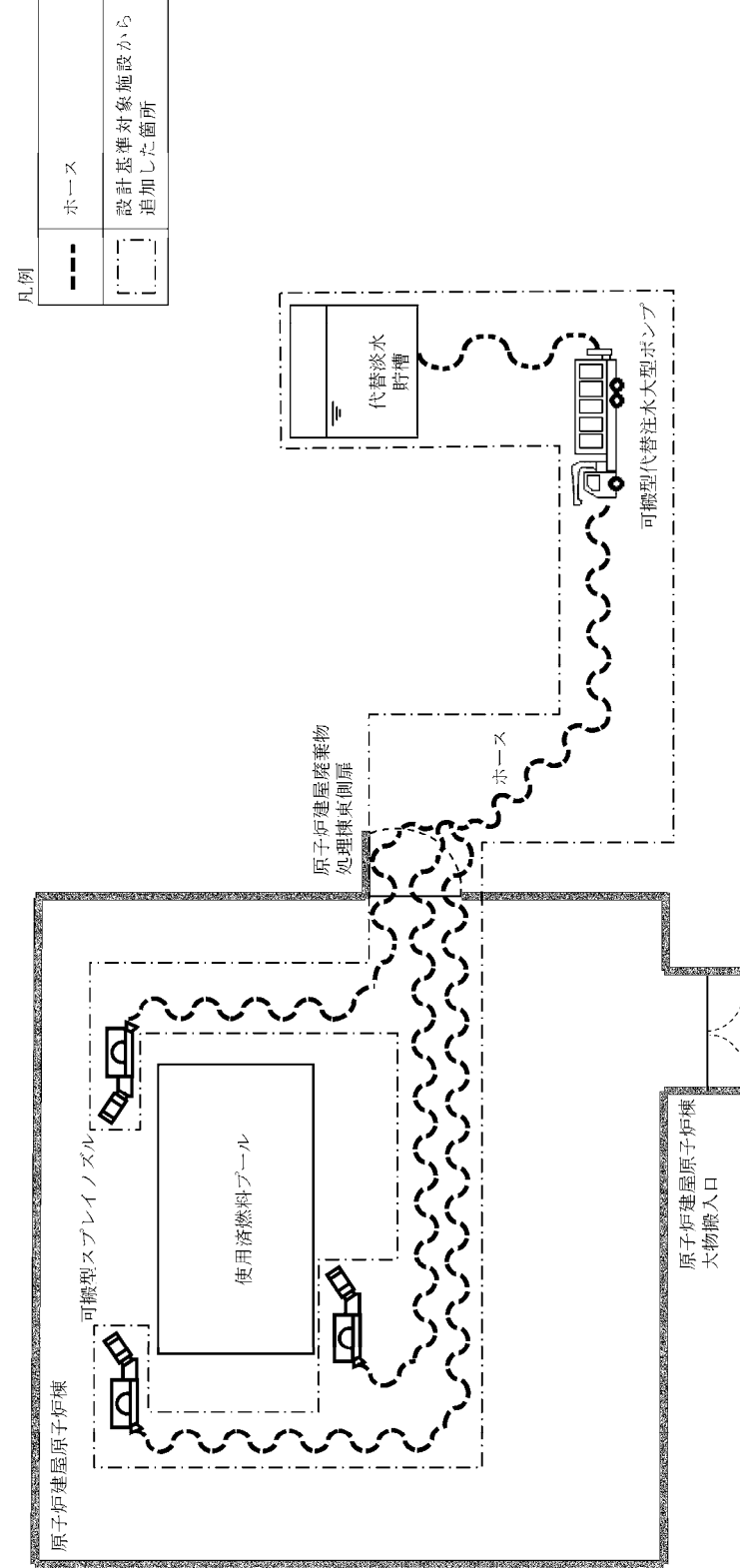
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

第1.11.8 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

東海第二



第1.11-7 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

備考
相違理由②

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
燃料プール代燃燃料系による可燃型スプレインノズルへの注水(淡海水) (原子炉建屋大船室入口からの接続の確保 ※1)	中央制御室運転員 A	系統稼働完了 65分												
	現場運転員 C、D	Y 可燃型スプレインノズル設置 移動、ホース展開/スプレインノズル設置 原子炉建屋内側より開口部開放 ※1												

※1 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋内側より開口部開放」作業が不要となるため、約50分で可能である。

第 1.11.9 図 燃料プール代替注水系による可燃型スプレインノズルへへの注水 (淡水/海水) タイムチャート
 使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (系統構成) タイムチャート

		経過時間(分)												備考
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
手順の項目	実施箇所・必要員数	使用済燃料プール東側カメラ用空冷装置起動												
	運転員等 (当回運転員) (中央制御室)	移動(東側制御室→原子炉建屋原子炉棟)												
可燃型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可燃型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (原子炉建屋大船室入口からの接続の確保 ※1)	重大事故等 対応要員	ホース展開車種 ホース張設、可燃型スプレインノズル設置 移動(原子炉建屋原子炉棟→南側保管場所)												代替燃料貯蔵槽からの注水
	運転員等 (当回運転員) (中央制御室)	可燃型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可燃型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水 435分												
手順の項目	実施箇所・必要員数	可燃型代替注水大型ポンプホース和込み、移動(南側保管場所→代替燃料貯蔵所内)、ホース付置												
	重大事故等 対応要員	代替燃料貯蔵槽蓋開放、ホース張設 移動(原子炉建屋原子炉棟内)、ホース接続、送水準備及び注水/スプレイン開始操作												代替燃料貯蔵槽からの注水

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

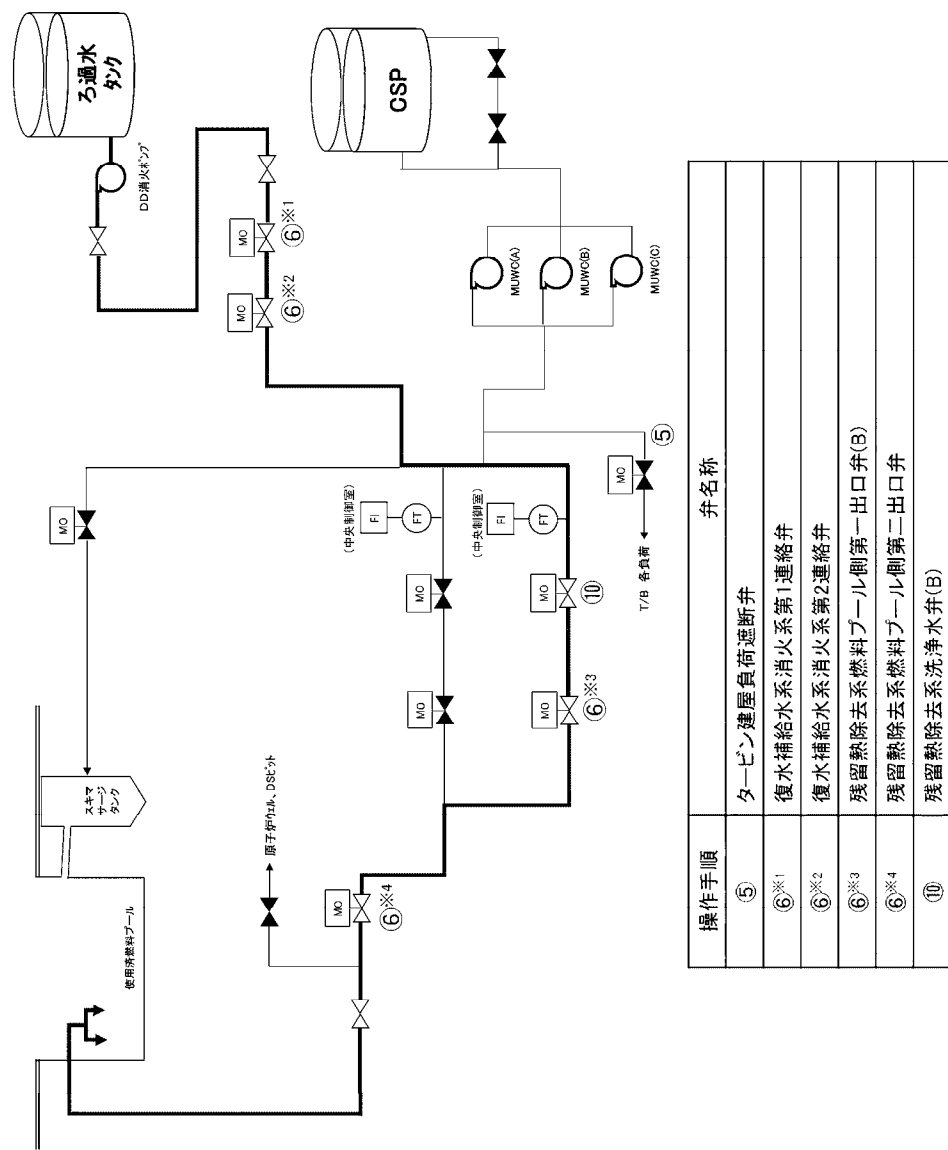
第1.11-8図 可燃型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可燃型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)												備考
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
		相違理由⑳												

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

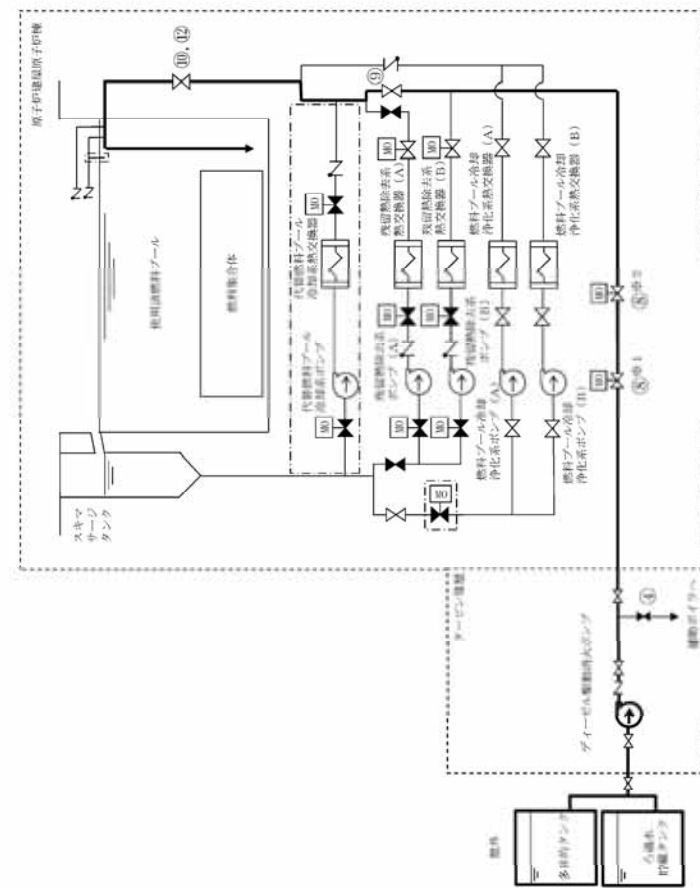
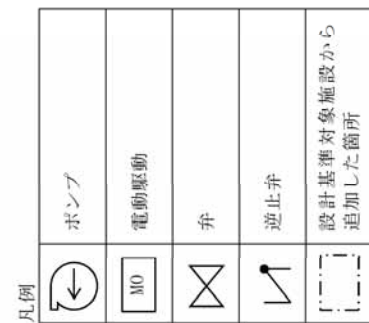
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p style="text-align: center;">【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】</p> <p style="text-align: center;">第1.11-9図 消火系による使用済燃料プールへの注水（1/2） 概要図</p>	<p>東二は消火系による使用済燃料プールへの注水において、消火栓による使用済燃料プールへの注水と残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の手順を整備する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



第1.11.11図 消火系による使用済燃料プールへの注水 概要図

東海第二



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨	残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑧※1, ⑧※2	残留熱除去系B系消火系ライン弁	⑩, ⑫	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

記載例 ○※1、○※2：操作手順番号を示す。
 ○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.11-9図 消火系による使用済燃料プールへの注水 (2/2) 概要図

備考

相違理由⑬

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		経過時間(分)										備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による使用済燃料プールへの注水	30分 消火系による使用済燃料プールへの注水											
	中央制御室運転員 A、B	通信連絡設備確認、電源確認 系統構築 注水開始										
	現場運転員 C、D	移動、電源確保										
	5号炉運転員	消火ポンプ起動										

第1.11.12 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

東海第二		経過時間(分)										備考				
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
消火系による使用済燃料プールへの注水 (消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	1	使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置起動 準備、ポンプ起動操作														
	3	系統構築、注水開始操作														
	1	移動														
消火系による使用済燃料プールへの注水 (残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	1	使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置起動 準備、ポンプ起動操作														
	2	系統構築、注水開始操作														

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

第1.11-10 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

相違理由⑳

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>原子炉冷却</p> <p>燃料プール浄化系</p> <p>FPC熱交換器(A)</p> <p>FPC熱交換器(B)</p> <p>RCM系、代替または海水系による冷却</p> <p>RHR熱交換器</p> <p>RHRポンプ</p> <p>ろ過脱塩装置</p> <p>FPCポンプ</p> <p>使用済燃料プール</p> <p>スキムタンク</p> <p>7</p> <p>隔離操作を想定する弁</p> <p>固着を想定する逆止弁</p> <p>想定する破断箇所</p> <p>弁名称</p> <p>燃料プール浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁</p> <p>操作手順</p> <p>7</p>	<p>第 1.11.13 図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 概要図</p>	<p>東二は自動的にサイフォンブレイカーにより漏えいの継続が防止されるため漏えい抑制手順を整備しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)			備考
	中央制御室運転員 A, B	2		
サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	現場運転員 C, D	2		東二は自動的にサイフォンブレイカーにより漏えいの継続が防止されるため漏えい抑制手順を整備しない。

第1.11.14図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 タイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"> <p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>電素駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>ホース</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> </div> <div style="width: 60%;"> </div> </div> <table border="1" style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥*1</td> <td>常設低圧代替注水系統分離弁</td> <td>⑧</td> <td>使用済燃料プール注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>使用済燃料プールのスプレイライオン弁</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○*1～：操作手順番号を示す。 ○*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> <p style="text-align: center;">第1.11-11図 常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ 概要図</p>		ポンプ		電動駆動		電素駆動		弁		逆止弁		ホース		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	⑥*1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	⑥*2	使用済燃料プールのスプレイライオン弁			備考 相違理由③
	ポンプ																											
	電動駆動																											
	電素駆動																											
	弁																											
	逆止弁																											
	ホース																											
	設計基準対象施設から追加した箇所																											
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称																									
⑥*1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁																									
⑥*2	使用済燃料プールのスプレイライオン弁																											

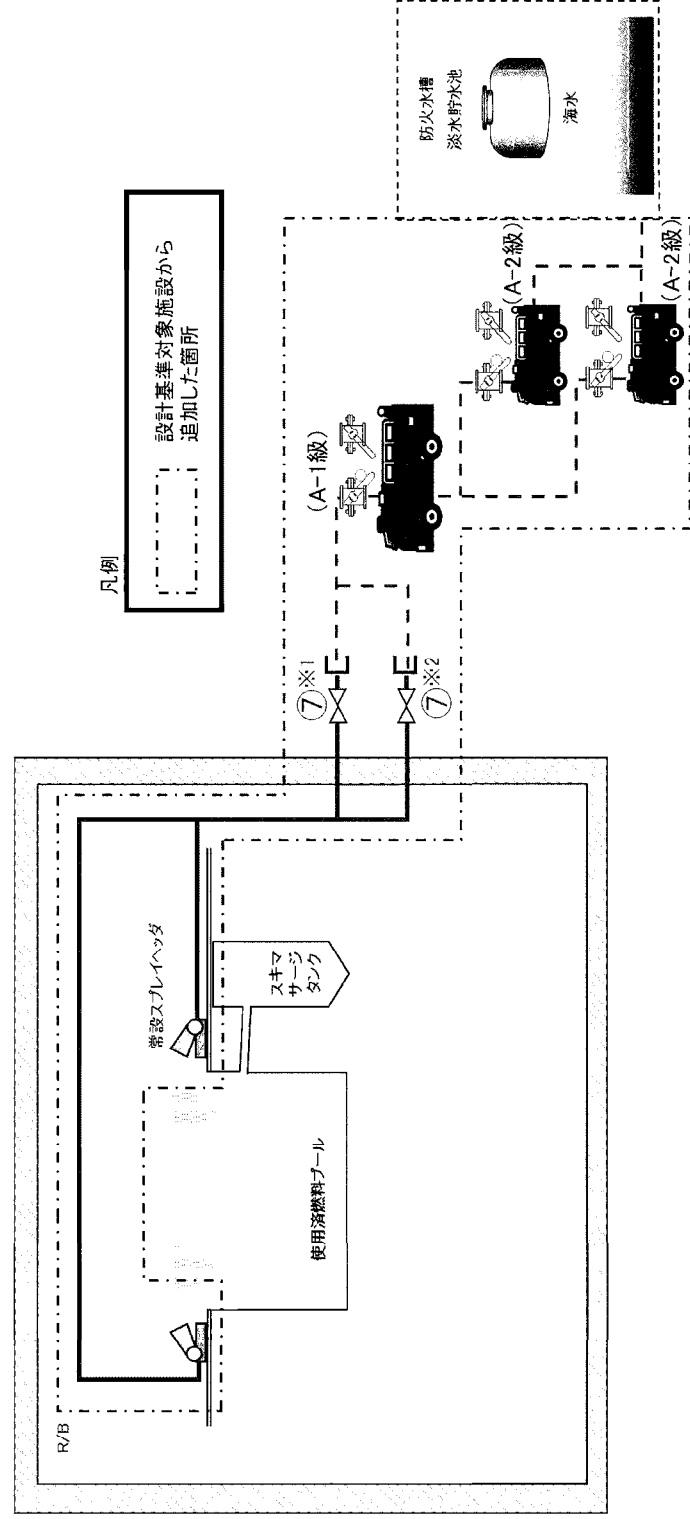
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																	
	<table border="1" data-bbox="1353 411 2457 646"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">実施箇所・必要員数</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>2</th><th>4</th><th>6</th><th>8</th><th>10</th><th>12</th><th>14</th><th>16</th><th>18</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</td> <td rowspan="4">運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td colspan="10">常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</td> <td rowspan="4"></td> </tr> <tr> <td colspan="10">使用済燃料プール監視カメラ用空調装置起動</td> </tr> <tr> <td colspan="10">系統構成</td> </tr> <tr> <td colspan="10">スプレイ開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1353 730 2457 903">第1.11－12図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイタイムチャート</p>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)										備考	2	4	6	8	10	12	14	16	18	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ											使用済燃料プール監視カメラ用空調装置起動										系統構成										スプレイ開始操作										相違理由③
手順の項目	実施箇所・必要員数			経過時間(分)											備考																																																				
		2	4	6	8	10	12	14	16	18																																																									
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ																																																																	
		使用済燃料プール監視カメラ用空調装置起動																																																																	
		系統構成																																																																	
		スプレイ開始操作																																																																	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)

東海第二

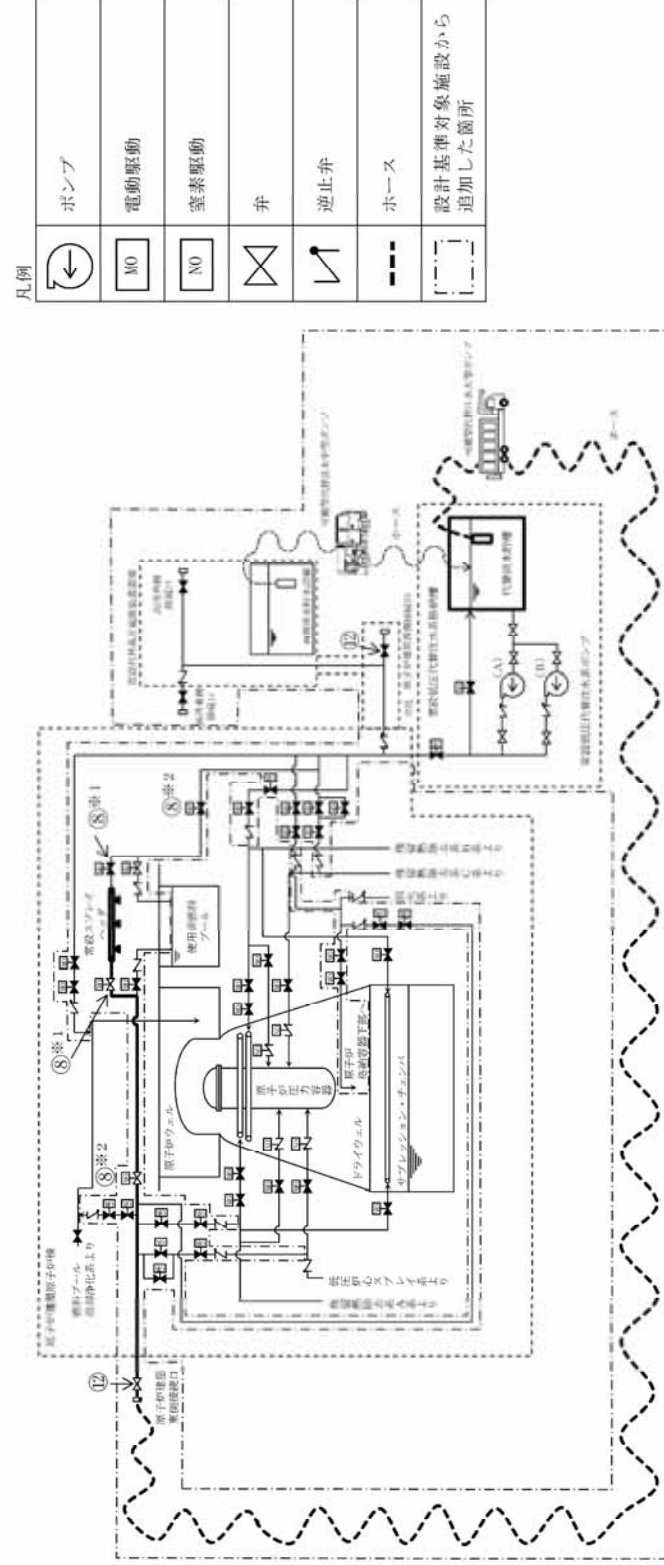
備考



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第1.11.15図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した

使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 概要図



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	使用済燃料プールスプレイライン元弁	⑫	原子炉建屋西側接続口の弁、原子炉建屋東側接続口の弁
⑧※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁		

記載例 ○※1：操作手順番号を示す。
 ○※2：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.11-13図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 概要図

相違理由③⑧

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 125分 ※1	1	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150		
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1	3	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150		
注水確認				
注水				

燃料プール代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約115分で可能である。
 ※1 5号炉東側第1保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)及び大浜側高圧保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約115分で可能である。
 ※2 5号炉東側第1保管場所への移動は10分、大浜側高圧保管場所への移動は20分と想定する。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	2	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	
注水確認			
注水			

燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1

第 1.11.16 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) タイムチャート (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150		
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	2	0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150		
注水確認				
注水				

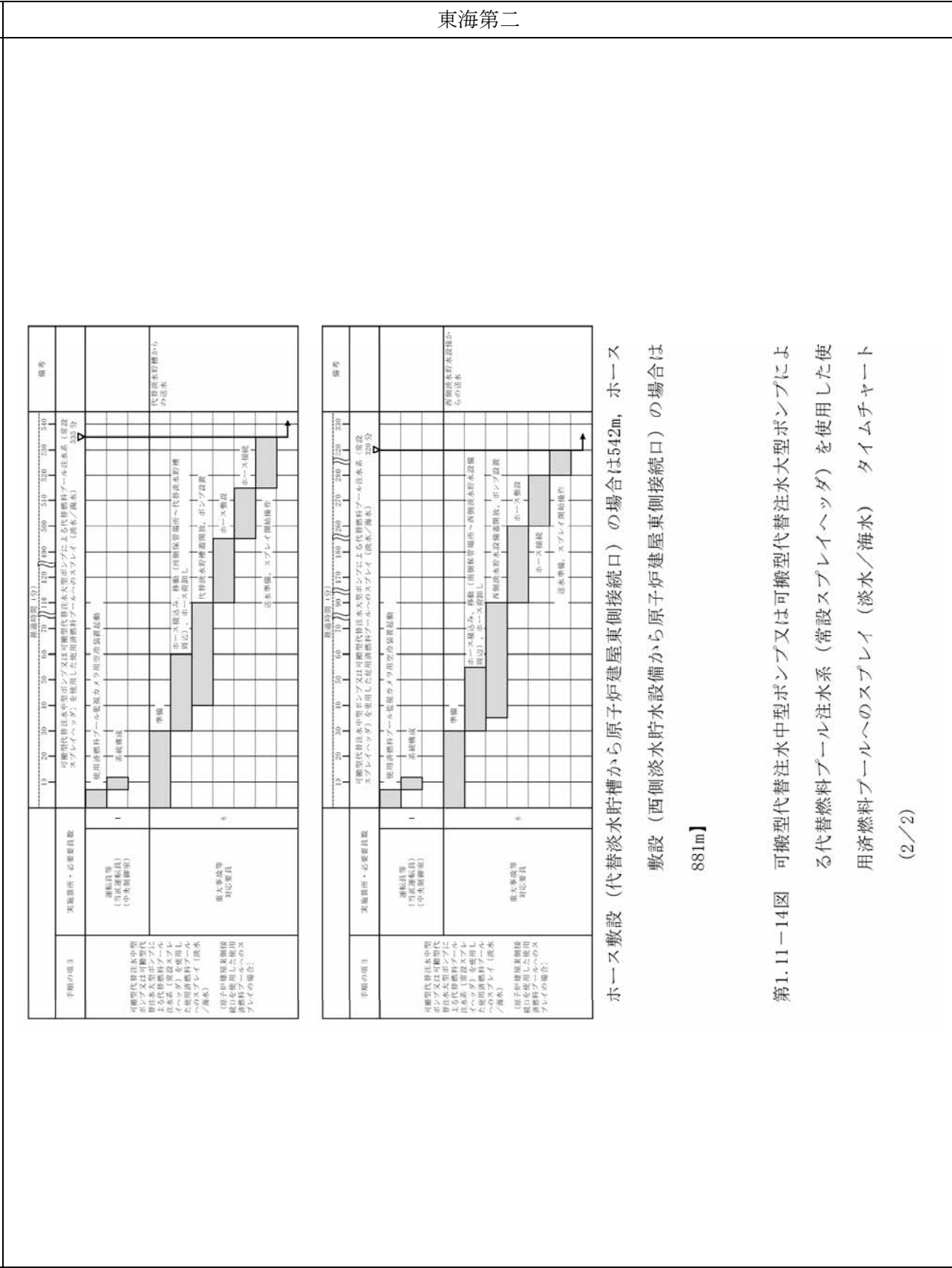
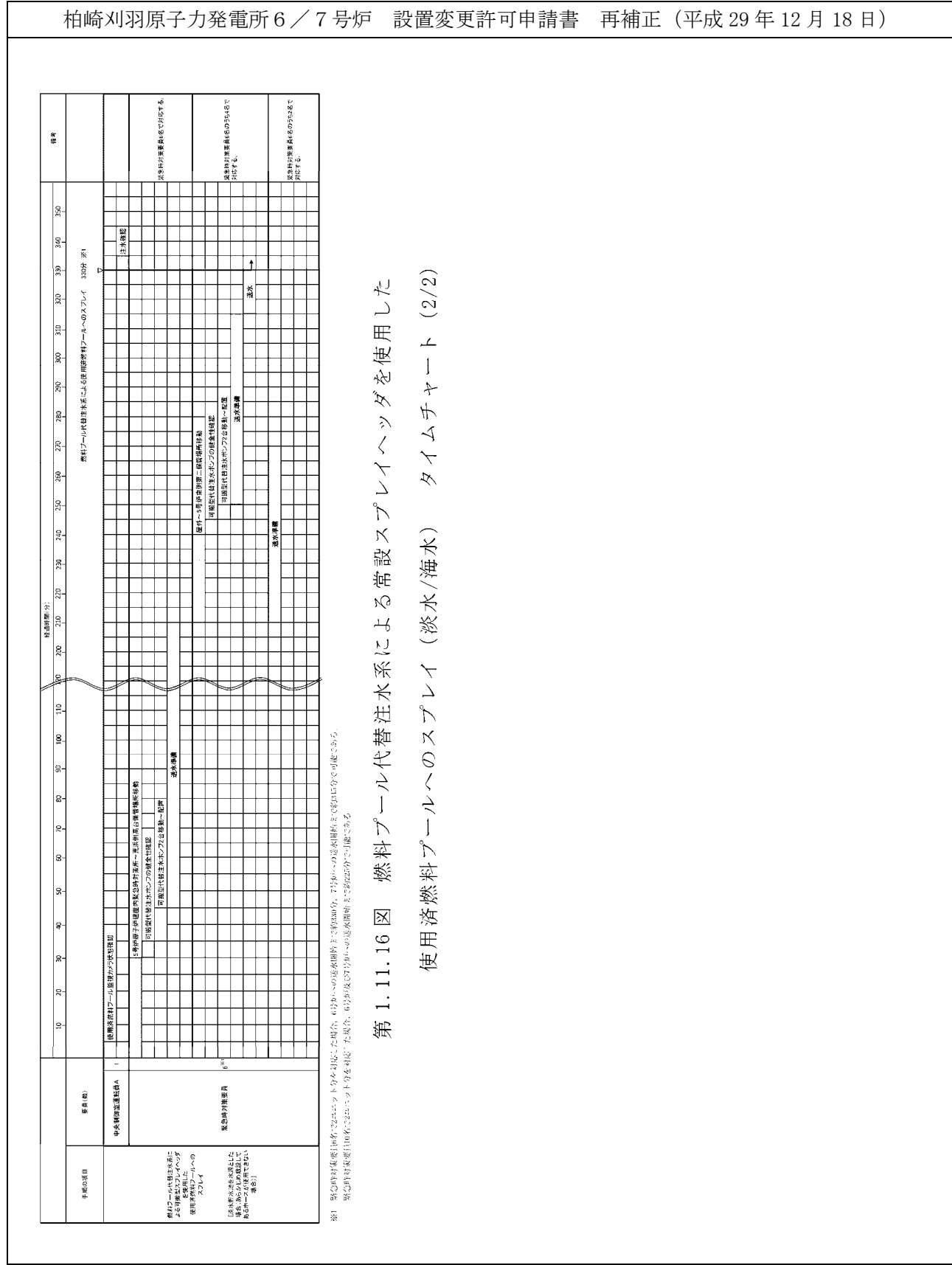
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1

相違理由⑧⑩

【ホース敷設 (代替淡水貯蔵槽から高所東側接続口) の場合は412m, ホース敷設 (西側淡水貯蔵槽から高所西側接続口) の場合は70m】

第1.11-14図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) タイムチャート (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】



備考

相違理由⑧⑩

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考						
<div style="display: flex; flex-direction: row-reverse;"> <div style="flex: 1;"> </div> <div style="flex: 1;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 80%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">⑤^a</td> <td>SFP接続口内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">⑨^a</td> <td>SFP接続口外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <p style="text-align: center;">第1.11.17図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した 使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）概要図</p>	操作手順	弁名称	⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁	⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁	東二は比較表ページ110に記載。	東二は比較表ページ110に記載。
操作手順	弁名称							
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁							
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:10%;">手順の項目</th> <th style="width:10%;">要員(数)</th> <th style="width:80%;">経過時間(分)</th> <th style="width:10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物出入口からの接続 ※3]</td> <td>緊急時対策要員 2</td> <td> 5号炉原子炉建屋大物出入口から緊急時対策要員2名による可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台の健全性確認 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台移動～配置 ※3 原子炉建屋大物出入口の閉鎖 ※3 送水準備(淡水又は海水) </td> <td> 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1 送水 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、約115分で可能である。 ※2 5号炉東側第一保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)及び大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約125分で可能である。 ※3 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏扉開放」作業が必要となるため、約125分で可能である。</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物出入口からの接続 ※3]	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋大物出入口から緊急時対策要員2名による可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台の健全性確認 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台移動～配置 ※3 原子炉建屋大物出入口の閉鎖 ※3 送水準備(淡水又は海水)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1 送水	<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:10%;">手順の項目</th> <th style="width:10%;">要員(数)</th> <th style="width:80%;">経過時間(分)</th> <th style="width:10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物出入口からの接続 ※3]</td> <td>緊急時対策要員 2</td> <td> 5号炉原子炉建屋大物出入口から緊急時対策要員2名による可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台の健全性確認 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台移動～配置 ※3 送水準備 </td> <td> 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1 送水 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)又は大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約125分で可能である。 ※2 5号炉東側第一保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。 ※3 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏扉開放」作業が必要となるため、約125分で可能である。</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物出入口からの接続 ※3]	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋大物出入口から緊急時対策要員2名による可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台の健全性確認 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台移動～配置 ※3 送水準備	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1 送水	<p>東二は比較表ページ111～112に記載。</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考															
可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物出入口からの接続 ※3]	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋大物出入口から緊急時対策要員2名による可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台の健全性確認 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台移動～配置 ※3 原子炉建屋大物出入口の閉鎖 ※3 送水準備(淡水又は海水)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1 送水															
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考															
可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物出入口からの接続 ※3]	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋大物出入口から緊急時対策要員2名による可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台の健全性確認 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線及びA-2線)各1台又は(A-2線)2台移動～配置 ※3 送水準備	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1 送水															

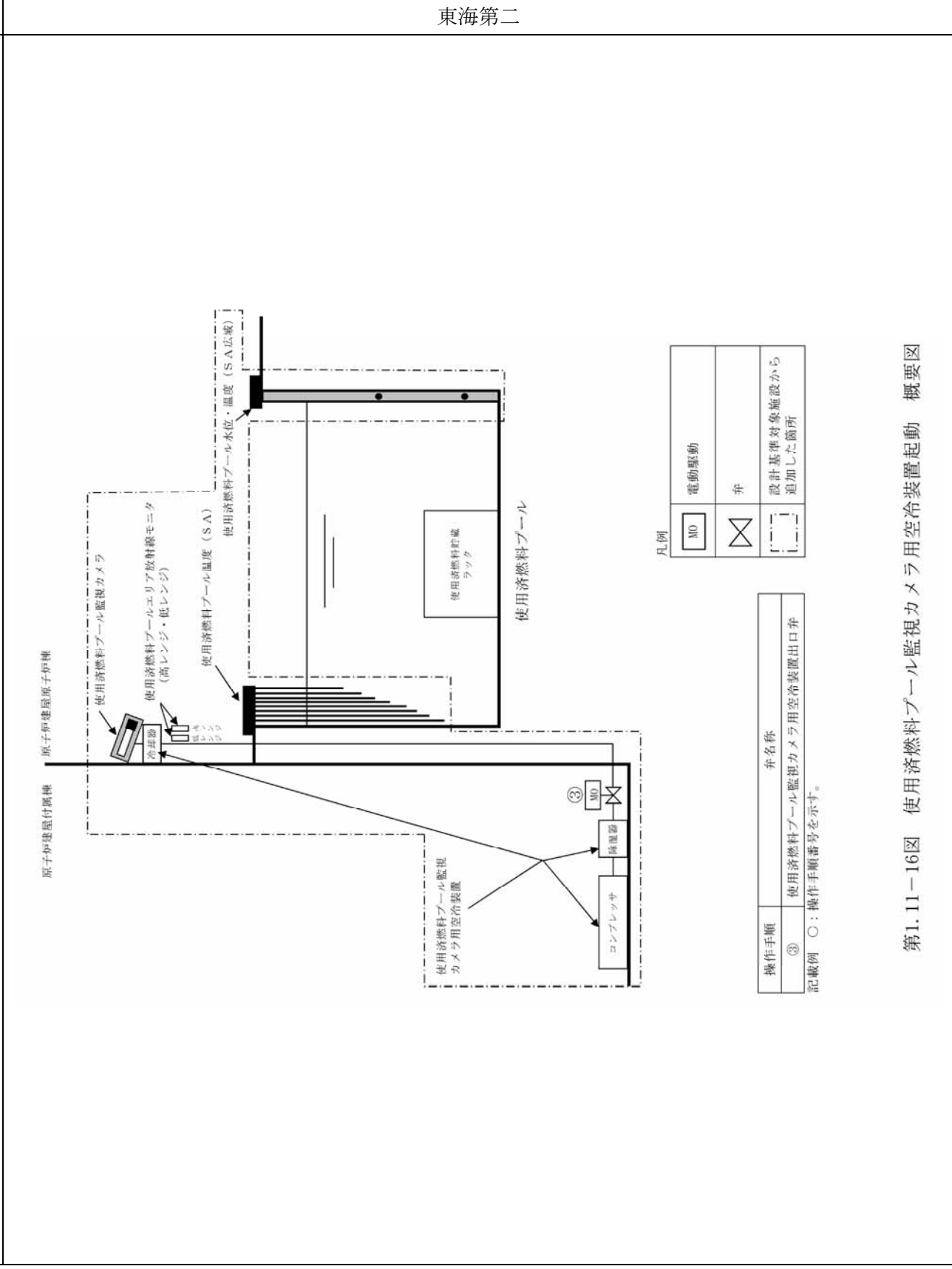
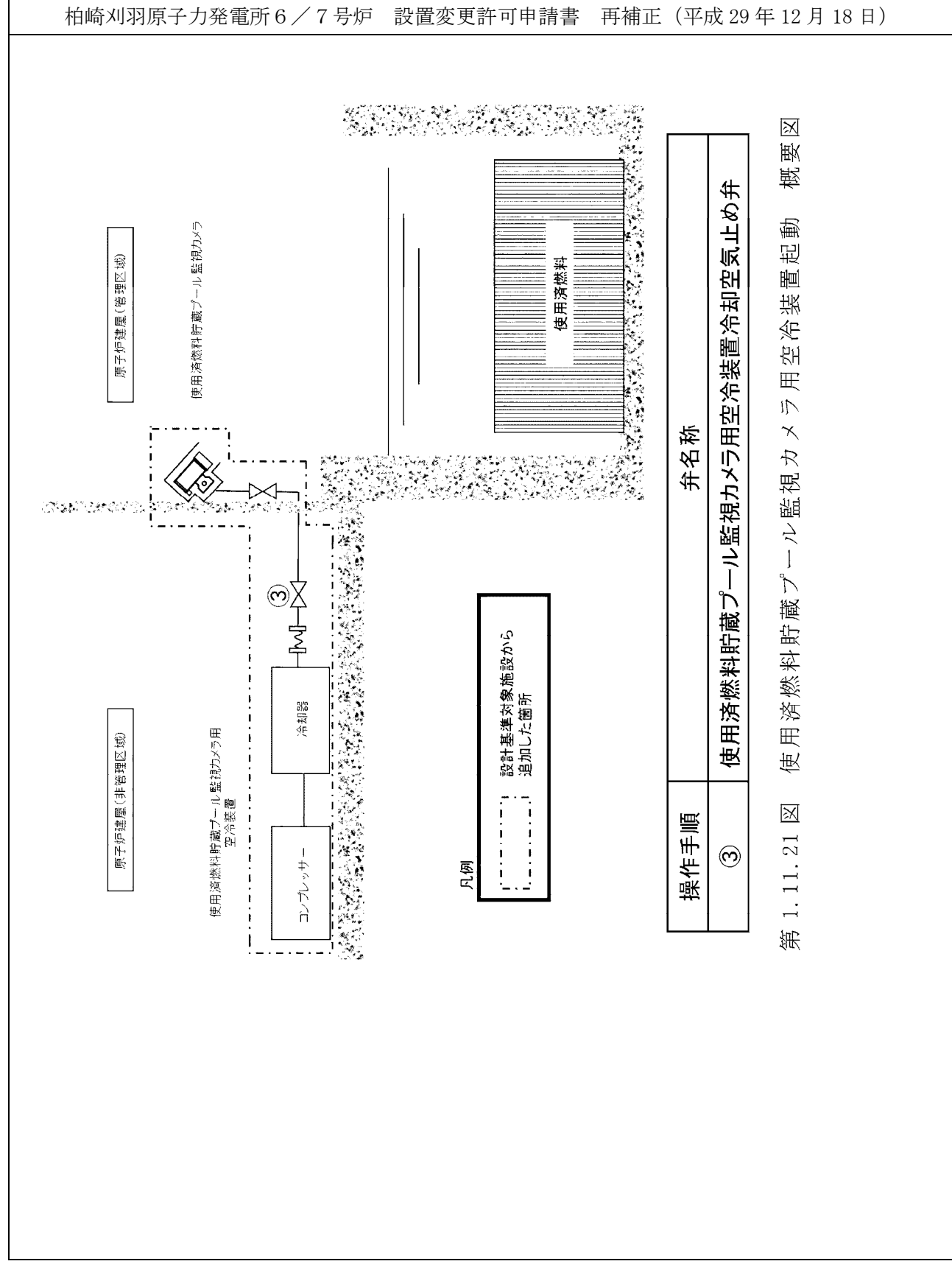
第 1.11.19 図 燃料プール代替注水系による可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
<div data-bbox="142 384 468 1812"> </div> <div data-bbox="557 489 652 1711"> <p>第 1.11.19 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (2/2)</p> </div> <div data-bbox="474 1171 537 1812"> <p>※ 緊急時対応要員は、緊急時発生した場合、右図への送水開始まで約10分、右図への送水開始後は送水開始まで送水開始可能である。 緊急時対応要員は、右図への送水開始後は、右図への送水開始後は送水開始可能である。 ※ 送水ポンプの稼働状況は、右図への送水開始後は、右図への送水開始後は送水開始可能である。</p> </div>		<p>東二は比較表ページ 111～112 に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考												
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考												
	使用済燃料プールからの漏えい緩和	30	60		90	120	150	180	210							
使用済燃料プールからの漏えい緩和	中央制御室運転員 A 1	使用済燃料プールからの漏えい緩和 120分														
	現場運転員 E, F 2	使用済燃料プール監視カメラが故障確認														
		移動、使用済燃料プールからの漏えい緩和														
第 1.11.20 図 使用済燃料プールからの漏えい緩和 タイムチャート																
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)		備考												
使用済燃料プール漏えい緩和	運転員等 (当班運転員) (中央制御室)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	120	130	140	150	160	170
	重入事故等 対応要員	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動													
		1	使用済燃料プール漏えい緩和措置完了 150分													
			移動、緩和措置													
第1.11-15図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート																
相違理由⑳																

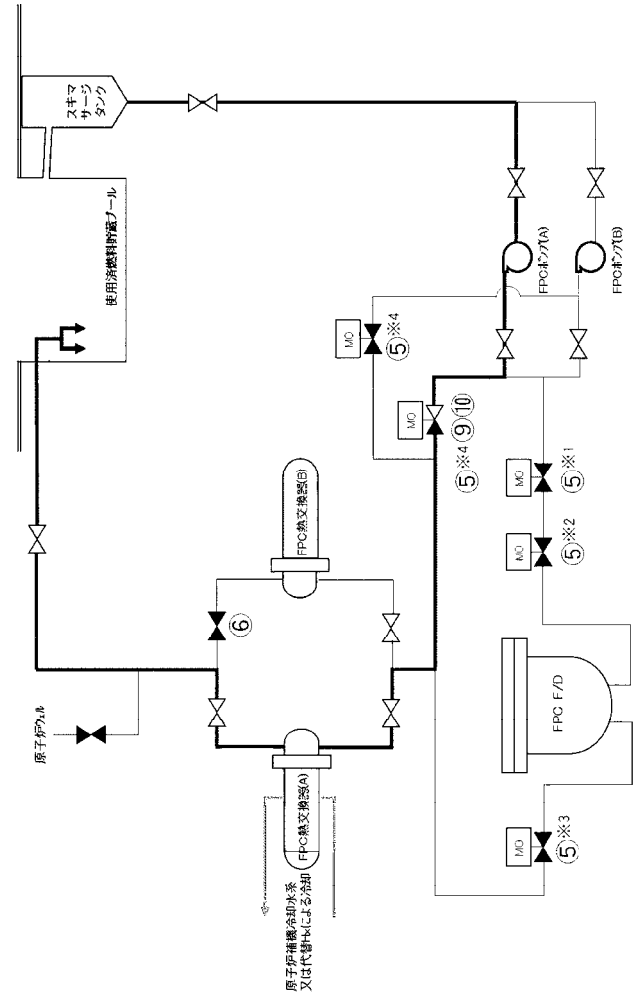


備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</td> <td>中央制御室運転員 A</td> <td>1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C、D</td> <td>2</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>20分 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A	1						現場運転員 C、D	2													<p>第 1.1.1.22 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要要員数</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</td> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>7分 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</p> <p>準備</p> <p>起動操作</p>	手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)					備考	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1													<p>第1.11-17図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート</p>	<p>相違理由⑳</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					備考																																																		
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A	1																																																							
	現場運転員 C、D	2																																																							
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)					備考																																																		
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																																																							

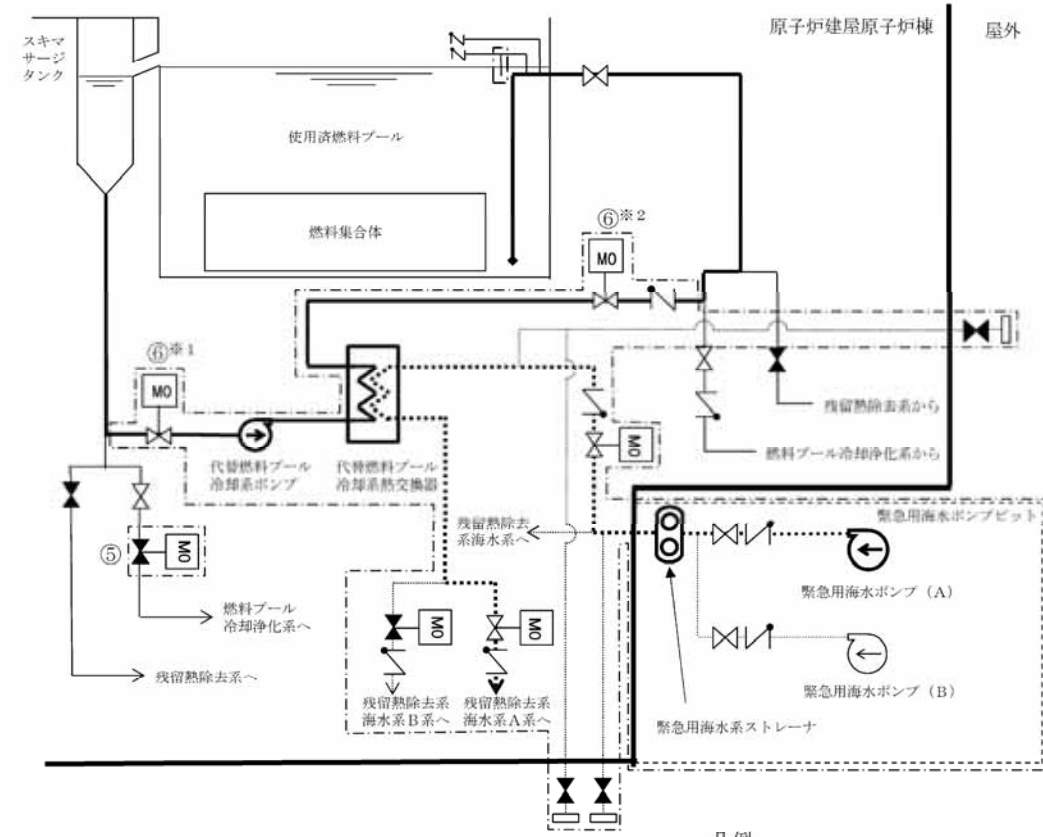
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑤※1	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁
⑤※2	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁
⑤※3	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁
⑤※4	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)、(B)
⑥	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁
⑨⑩	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)

第1.11.23 図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 概要図

東海第二



操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.11-18図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 概要図

備考

相違理由①

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考	
手順の項目 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	要員(数)	経過時間(分)			
	中央制御室運転員 A, B	2	使用済燃料プール除熱開始 45分		
	現場運転員 C, D	2			
	現場運転員 E, F	2	運転開始 除熱開始		

第 1.11.24 図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
 タイムチャート

東海第二		東海第二		備考
手順の項目 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)		
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1		

第1.11-19図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 タイム
 チャート

相違理由①

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考												
	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"> <p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>ストレーナ</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> </div> <div style="width: 65%;"> </div> </div>		ポンプ		電動駆動		弁		逆止弁		ストレーナ		設計基準対象施設から追加した箇所	相違理由①
	ポンプ													
	電動駆動													
	弁													
	逆止弁													
	ストレーナ													
	設計基準対象施設から追加した箇所													

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

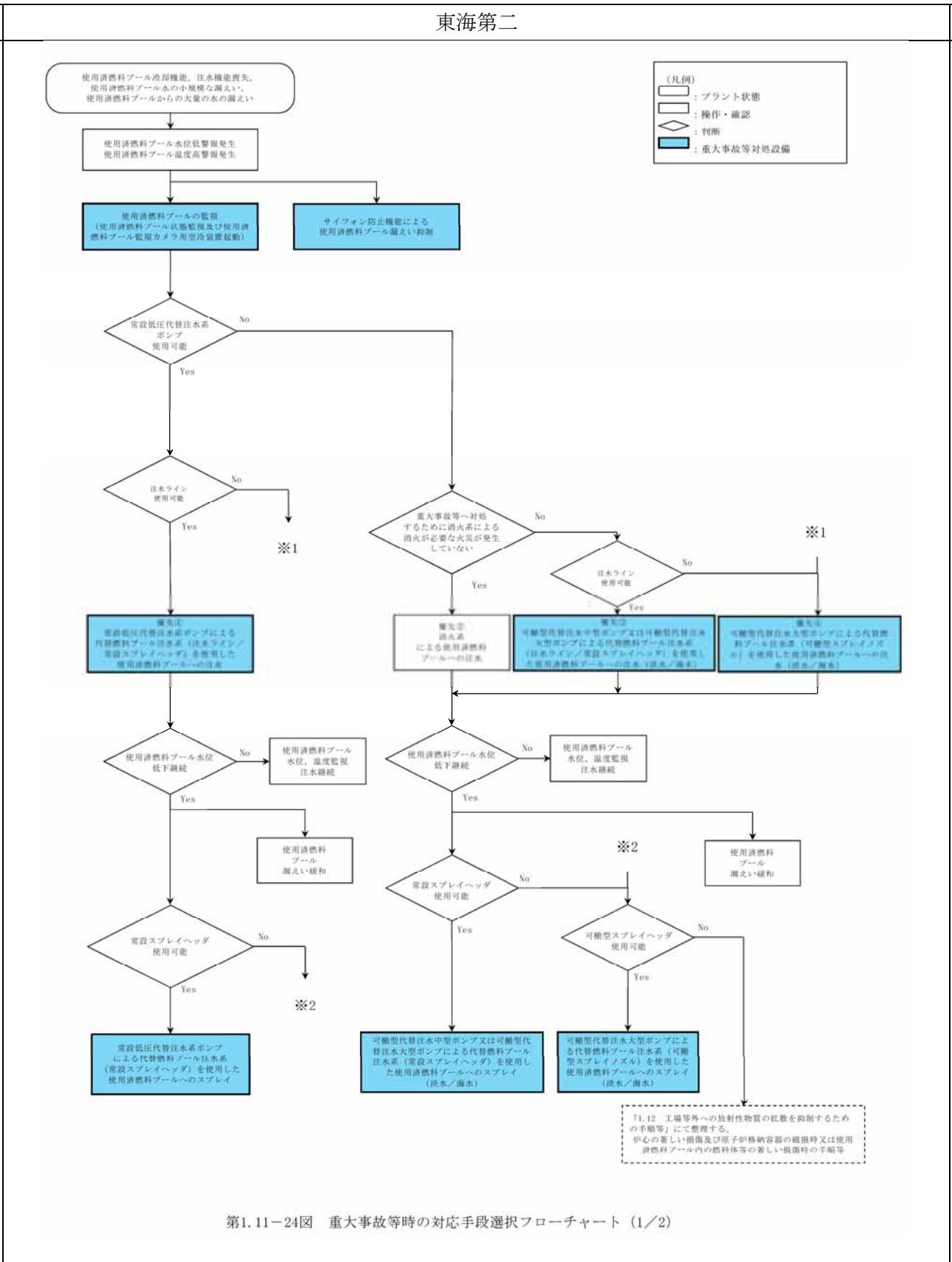
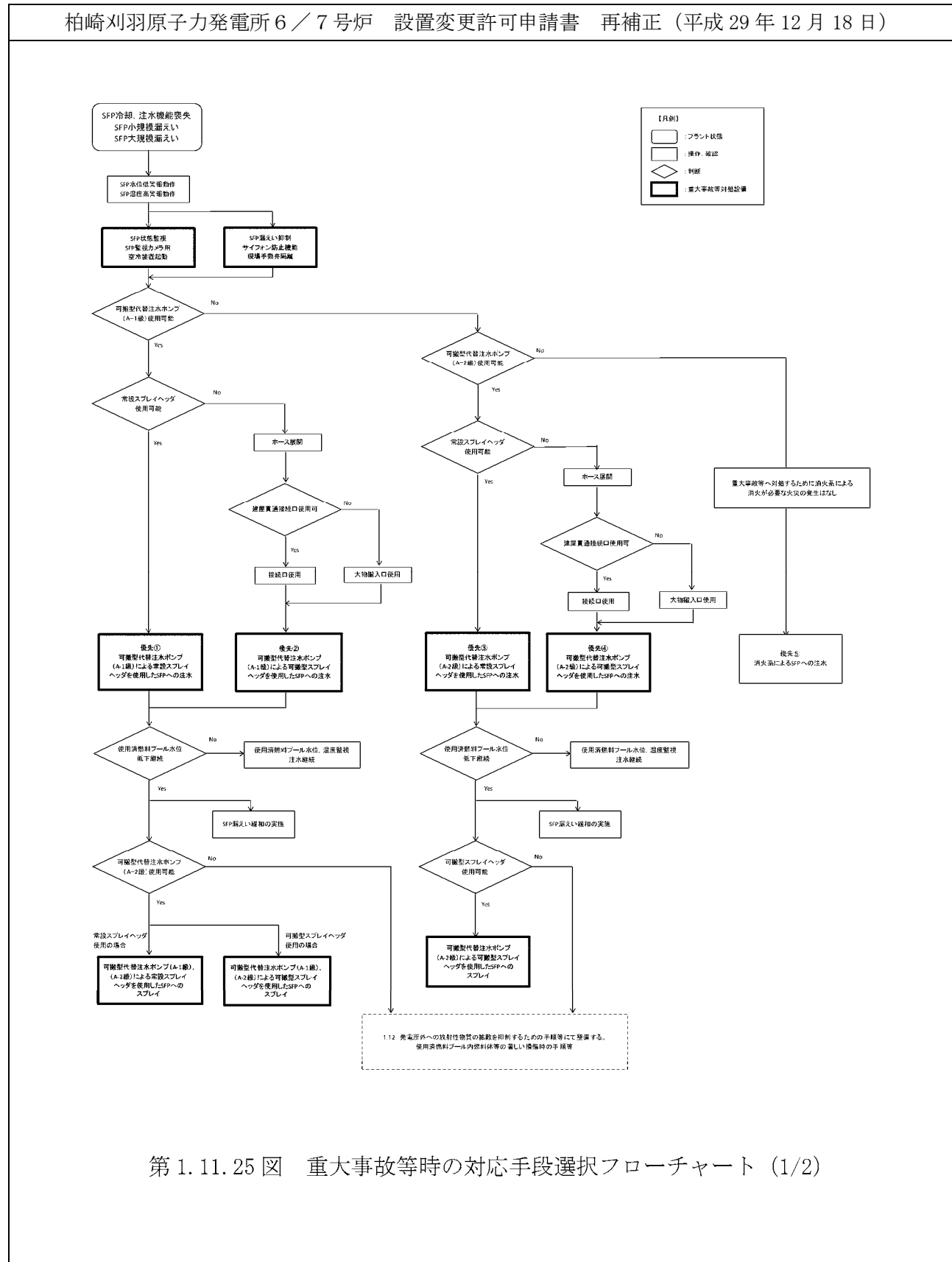
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第1.11-21図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャート</p>	相違理由①

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																				
	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="display: flex; justify-content: space-between; width: 100%;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 20px;">凡例</td> <td style="width: 40px; text-align: center;">ポンプ</td> <td style="width: 100px;"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M0</td> <td style="text-align: center;">電動駆動</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">X</td> <td style="text-align: center;">弁</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">↙</td> <td style="text-align: center;">逆止弁</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">◎</td> <td style="text-align: center;">ストレーナ</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">---</td> <td style="text-align: center;">ホース</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">┌───┐</td> <td style="text-align: center;">設計基準対象施設から追加した箇所</td> <td></td> </tr> </table> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; width: 100%; margin-top: 20px;"> <table border="1" style="width: 45%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 30%;">弁名称</th> <th style="width: 50%;">操作手順</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①, ②</td> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁</td> <td>③, ④</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(B)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 45%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 30%;">弁名称</th> <th style="width: 50%;">操作手順</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥</td> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁</td> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系西側接続口の弁</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p style="font-size: small; margin-top: 10px;">記載例 ○ : 操作手順番号を示す。 ○* : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。</p> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第1.11-22図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保 概要図</p> </div>	凡例	ポンプ		M0	電動駆動		X	弁		↙	逆止弁		◎	ストレーナ		---	ホース		┌───┐	設計基準対象施設から追加した箇所		操作手順	弁名称	操作手順	①, ②	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	③, ④	⑤	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(B)		操作手順	弁名称	操作手順	⑥	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系西側接続口の弁	相違理由①
凡例	ポンプ																																					
M0	電動駆動																																					
X	弁																																					
↙	逆止弁																																					
◎	ストレーナ																																					
---	ホース																																					
┌───┐	設計基準対象施設から追加した箇所																																					
操作手順	弁名称	操作手順																																				
①, ②	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	③, ④																																				
⑤	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(B)																																					
操作手順	弁名称	操作手順																																				
⑥	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系西側接続口の弁																																				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

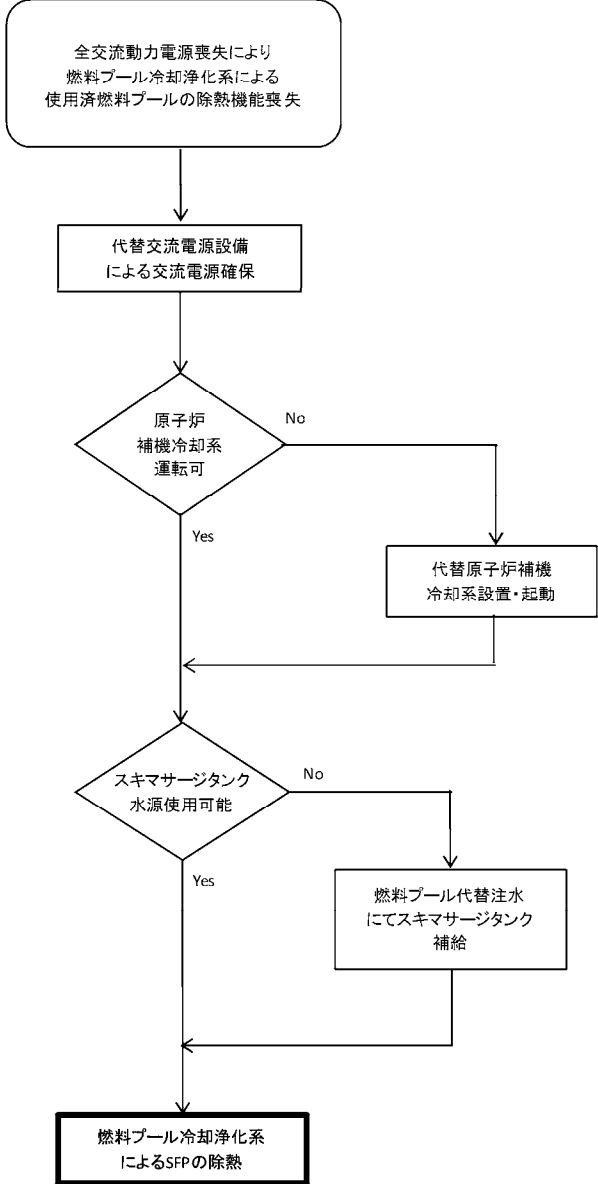
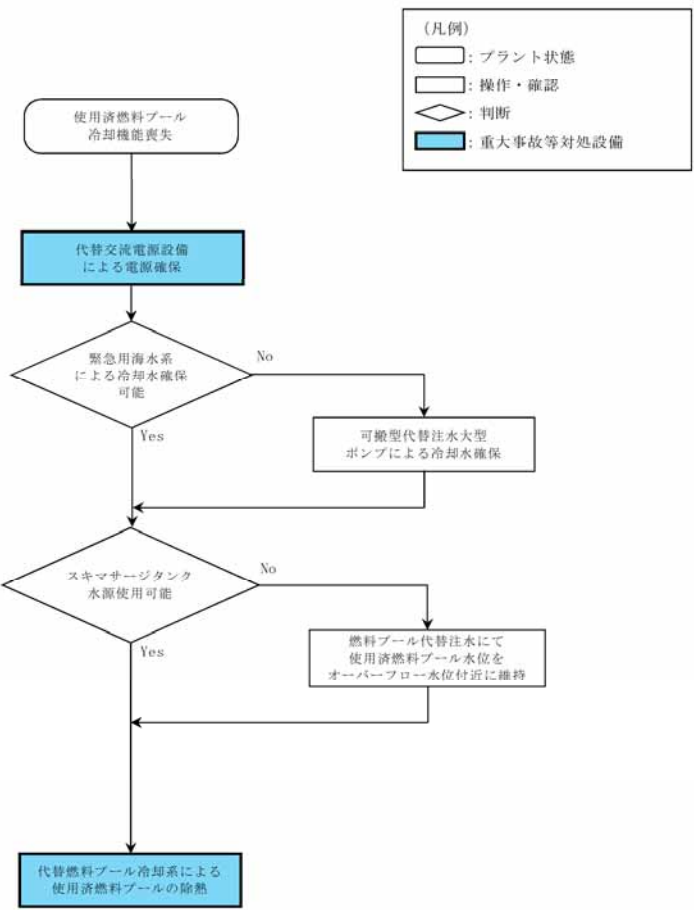
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div style="text-align: center;">東海第二</div> <p>【ホース敷設（SA用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口）の場合 合は355m、ホース敷設（SA用海水ピットから代替燃料プール冷却系西側接続口）の場合は253m】</p> <p>第1.11-23図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 タイムチャート</p>	<p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】



備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
 <pre> graph TD Start([全交流動力電源喪失により 燃料プール冷却浄化系による 使用済燃料プールの除熱機能喪失]) --> Step1[代替交流電源設備 による交流電源確保] Step1 --> Dec1{原子炉 補機冷却系 運転可} Dec1 -- No --> Step2[代替原子炉補機 冷却系設置・起動] Dec1 -- Yes --> Dec2{スキマサージタンク 水源使用可能} Step2 --> Dec2 Dec2 -- No --> Step3[燃料プール代替注水 にてスキマサージタンク 補給] Dec2 -- Yes --> Step4[燃料プール冷却浄化系 によるSFPの除熱] Step3 --> Step4 </pre> <p>第 1.11.25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	 <pre> graph TD Start([使用済燃料プール 冷却機能喪失]) --> Step1[代替交流電源設備 による電源確保] Step1 --> Dec1{緊急用海水系 による冷却水確保 可能} Dec1 -- No --> Step2[可搬型代替注水大型 ポンプによる冷却水確保] Dec1 -- Yes --> Dec2{スキマサージタンク 水源使用可能} Step2 --> Dec2 Dec2 -- No --> Step3[燃料プール代替注水にて 使用済燃料プール水位を オーバーフロー水位付近に維持] Dec2 -- Yes --> Step4[代替燃料プール冷却系による 使用済燃料プールの除熱] Step3 --> Step4 </pre> <p>第1.11-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1.12.1 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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>d. 手順等</p> <p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. <u>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</u></p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>b. <u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p>	<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1.12.1 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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内<u>燃料体等の著しい</u>損傷時の対応</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>d. 手順等</p> <p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内<u>燃料体等の著</u>しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. <u>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</u></p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>b. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p>	<p>他手順書「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の記載に統一している。以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>東二は、放射性物質吸着材を自主対策設備と整理していることから、「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」を先に記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. 化学消防自動車<u>単独又は大型化学高所放水車等</u>による泡消火</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u>, <u>放水砲</u>, <u>泡原液搬送車及び泡原液混合装置</u>による航空機燃料火災への泡消火</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. 化学消防自動車, <u>水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用)</u>による泡消火</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u>, <u>放水砲</u>, <u>泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)</u> 及び<u>泡混合器</u>による航空機燃料火災への泡消火</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>東二は、初期対応における延焼防止処置として、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を整備。大型化学高所放水車等は整備しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、泡消火薬剤を容器に入れた状態で整備。柏崎の泡原液搬送車、泡消火薬剤備蓄車に対して、それぞれ泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡消火薬剤容器（消防車用）が対応している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p> </div> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定す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>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p> </div> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>1.12.1 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>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための対応手段と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ほかに、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五十五条及び技術基準規則第七十条（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、<u>重大事故等対処設備</u>、<u>設計基準事故対処設備</u>及び自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、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 1.12.1 表に整理する。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、<u>放水設備</u>により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p>	<p>1.12.1 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>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内^の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための対応手段と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ほかに、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五十五条及び技術基準規則第七十条（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>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び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、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 1.12-1 表に整理する。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内^の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内^の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内^の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、<u>原子炉建屋放水設備</u>により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p>	<p>相違理由①</p> <p>東二は、本手順で「設計基準事故対処設備」を使用しない。</p> <p>図表の付番方法による相違。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由① 相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料補給設備</u> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>放射性物質吸着材</u> ・ 汚濁防止膜 <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u> <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>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、初期対応における延焼防止処置により、火災に対応する手段がある。</p> <p>初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 化学消防自動車 ・ 水槽付消防ポンプ自動車 ・ <u>泡消火薬剤備蓄車</u> ・ <u>大型化学高所放水車</u> 	<p>大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 ・ <u>S A用海水ピット取水塔</u> ・ <u>海水引込み管</u> ・ <u>S A用海水ピット</u> ・ <u>燃料給油設備</u> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 汚濁防止膜 ・ <u>放射性物質吸着材</u> <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>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、初期対応における延焼防止処置により、火災に対応する手段がある。</p> <p>初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 化学消防自動車 ・ 水槽付消防ポンプ自動車 ・ <u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>消火栓（原水タンク）</u> 	<p>相違理由②</p> <p>海水取水に必要となる設備（構造物）を記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は、汚濁防止膜設置用の小型船舶を使用しない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は、手順で使用する淡水源を明記している。 以降、同様の相違理由によるもの</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手段がある。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 ・ <u>泡原液搬送車</u> ・ <u>泡原液混合装置</u> <p>・ <u>燃料補給設備</u></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>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>審査基準及び基準規則に要求される、大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、ホース、放水砲及び<u>燃料補給設備</u>は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>放射性物質吸着材</u>、<u>汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>は重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>これらの設備については、大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から漏れいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>防火水槽</u> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手段がある。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 ・ <u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u> ・ <u>泡混合器</u> ・ <u>S A用海水ピット取水塔</u> ・ <u>海水引込み管</u> ・ <u>S A用海水ピット</u> ・ <u>燃料給油設備</u> <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>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>審査基準及び基準規則に要求される、大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、ホース、放水砲及び<u>燃料給油設備</u>は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>汚濁防止膜</u>は重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>これらの設備については、大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から漏れいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>放射性物質吸着材</u> <p><u>放射性物質吸着材を設置するためには、地震発生後のアクセスルートの液状化による影響</u></p>	<p>のは相違理由⑧と示す。 相違理由⑧</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑤ 相違理由② 海水取水に必要なとなる設備（構造物）を記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>基準規則に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、ホース、放水砲、<u>泡原液搬送車</u>、<u>泡原液混合装置及び燃料補給設備</u>は、重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・<u>泡消火薬剤備蓄車</u> ・<u>大型化学高所放水車</u> <p>これらの設備については、航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくい、早期に消火活動が可能であり、航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。</p> <p>d. 手順等</p> <p>上記のa.、b.及びc.により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は、<u>緊急時対策要員の対応として、多様なハザード対応手順</u>に定める（第1.12.1表）。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.12.2表）。</p>	<p><u>（一部のアクセスルートで車両通行不可）を踏まえると最短でも、作業開始を判断してから15時間程度要することになるが、放射性物質の吸着効果が期待され、海洋への放射性物質の拡散抑制及び放出量の低減を図る手段として有効である。</u></p> <p><u>なお、アクセスルートに液状化の影響が無い場合は、作業開始を判断してから約6.5時間と想定する。</u></p> <p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>基準規則に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、ホース、放水砲、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>、<u>泡混合器及び燃料給油設備</u>は、重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・<u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u> <p>これらの設備については、航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくい、早期に消火活動が可能であり、航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>消火栓（原水タンク）</u> ・<u>防火水槽</u> <p><u>これらの設備については、耐震SクラスではなくS_S機能維持を担保できないが、初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。</u></p> <p>d. 手順等</p> <p>上記のa.、b.及びc.により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は、<u>重大事故等対応要員の対応として、「重大事故等対策要領」に、自衛消防隊の対応として、「防火管理要領」に定める（第1.12-1表）。</u></p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.12-2表）。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>整備する手順書の違い</p> <p>東二は、初期対応における延焼防止処置は、自衛消防隊が、防火管理要領に基づき実施する。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u> 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。</p> <p>しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかが該当する場合とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合 ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合 ・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合 <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第 1.12_1 図に、タイムチャートを第 1.12_2 図に、ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第 1.12_3 図に示す。</p> <p>① <u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を緊急時対策本</u></p>	<p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u> 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、<u>使用済燃料プール</u>スプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。</p> <p>しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかが該当する場合とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合 ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合 ・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合 <p>※1 <u>ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ</u>内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第 1.12_1 図に、タイムチャートを第 1.12_2 図に、ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第 1.12_3 図に示す。</p> <p>① <u>災害対策本部長代理は、発電長と連携を密にし、手順着手の判断基準に基づき、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>有効性評価における炉心損傷の判断にない記載。東二では、10 倍を含めて炉心損傷を判断するため、「10 倍以上」としている。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>部に依頼する。</u></p> <p>②緊急時対策本部は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を緊急時対策要員に指示する。</u></p> <p>③緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水取水箇所周辺に設置する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、ホースを<u>取水ポンプ</u>に接続後、<u>取水ポンプ</u>を取水箇所へ設置し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>吸込口にホースを接続する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>放水砲を設置し、ホースの運搬、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）取水ポンプを起動し、水張りを行う。</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>放水砲噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑧当直副長は、手順着手を判断した時の状況が継続しており、以下の状況であると判断した場合は、<u>当直長を経由して、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合 原子炉格納容器からの異常な漏えいにより、格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより<u>原子炉建屋トップベントを開放する場合</u> 	<p><u>開始を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>② <u>重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所周辺に設置する。</u></p> <p>③ <u>重大事故等対応要員は、ホースを水中ポンプに接続後、水中ポンプを取水箇所へ設置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。</u></p> <p>④ <u>重大事故等対応要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。</u></p> <p>⑤ <u>重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を待機状態（アイドリング状態）にする。</u></p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員は、放水砲噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑦災害対策本部長代理は、発電長と連携を密にし、手順着手を判断した時の状況が継続しており、以下の<u>いずれかの状況が該当し、放水により発生する汚染水が直接海洋に流出する経路となる4箇所への汚濁防止膜1重設置による放射性物質の拡散抑制措置が完了されている場合は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を重大事故等対応要員に指示する。ただし、プラント状況により、大量の大気への放射性物質の拡散を回避する必要がある場合は、汚濁防止膜の設置作業と並行して放水砲による放水を開始するよう重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合 原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、<u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置）を開放する場合</u> 	<p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、手順①で対応の指示まで実施する。</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は、この段階で放水砲までのホース水張り及び空気抜きを実施し、待機状態にする。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は、放水開始の判断に汚濁防止膜の設置（放水路A～C及び集水柵-8の4箇所への1重設置）が完了していることを条件付けている。ただし、大規模損壊時のようなプラント状況下においては、その限りではないこととする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による水素排出ができない場合に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する運用としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールのスプレイができない場合</p> <p>・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合</p> <p>⑨緊急時対策本部は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施を緊急時対策要員に指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の送水ポンプを起動し、放水砲により原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪緊急時対策本部は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について、<u>当直長を経由して当直副長</u>に報告する。</p> <p>⑫緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>は約 2 時間の運転が可能）</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記(b)の現場対応は、準備段階では緊急時対策要員 8 名（水張りは 5 名）にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる <u>7号炉南側からのルート</u>を優先的に選択することで、手順着手から約 130 分（7号炉の場合、6号炉の場合は約 160 分）で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる <u>5号炉北側からのルート</u>でホースを敷設した場合は、約 190 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。）</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取り付けについては速やかに作業ができるように <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p>緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員 5 名にて実施し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から 10 分で放水することが可能である。</p>	<p>・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールのスプレイができない場合</p> <p>・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合</p> <p>⑧ 重大事故等対応要員は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>を操作（昇圧）し、放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、<u>災害対策本部長代理</u>に報告する。</p> <p>⑨ <u>災害対策本部長代理</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について、<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>⑩ 重大事故等対応要員は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>は約 3.5 時間の運転が可能）</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記(b)の現場対応は、準備段階では重大事故等対応要員 8 名（<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の起動、ホースの水張り及び空気抜きは 4 名）にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる <u>廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルート</u>を選択した場合は、手順着手から 145 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は、210 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている）。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取り付けについては速やかに作業できるように <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p><u>災害対策本部長代理</u>からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。<u>重大事故等対応要員 4 名</u>にて実施し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から 5 分で放水することが可能である。</p>	<p>相違理由②</p> <p>東二は、手順⑦で対応の指示まで実施している。</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>設備性能（燃料タンク容量）の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は、訓練実績より、指揮者 1 名、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）操作者 1 名、放水砲操作者 1 名、放水砲操作補助者 1 名の計 4 名で実施する。また、敷地の違いにより経路の記載、所要時間が異なる。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩ 相違理由② 配備車両（設備）の違いから、東二は、柏崎よりも短時間で放</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお、原子炉建屋への放水に当たっては、原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建屋の中心に向けて放水する。</p> <p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の拡散抑制効果がある。</p> <p>なお、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</p> <p>b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</p> <p>原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また、手順の概要図を第1.12.4図、タイムチャートを第1.12.5図に示す。</p>	<p>放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお、原子炉建屋への放水に当たっては、原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建屋の中心に向けて放水する。</p> <p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の拡散抑制効果がある。</p> <p>なお、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</p> <p>b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</p> <p>原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また、手順の概要図を第1.12-4図に、タイムチャートを第1.12-2図に示す。</p>	<p>水可能となる。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>東二は、「大気への放射性物質の拡散抑制」手順と、「海洋への放射性物質の拡散抑制」手順のタイムチャートを統合し、作業時間の相関が分かるようにしている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員</u>へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建屋が視認できる場所に運搬する。</p> <p>③緊急時対策要員は、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。</p> <p>(c) 操作の成立性 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の特定は、<u>緊急時対策要員 2 名の体制である。</u></p> <p>作業は、<u>緊急時対策本部</u>の指示に従い対応することとしており、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順着手から約 60 分で絞り込み作業を開始することとしている。</p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p>	<p>① 災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、<u>重大事故等対応要員</u>へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。</p> <p>② <u>重大事故等対応要員</u>は、ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建屋が視認できる場所に運搬する。</p> <p>③ <u>重大事故等対応要員</u>は、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。</p> <p>(c) 操作の成立性 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の特定は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制にて放水砲設置に携わる重大事故等対応要員 2 名が実施する。</u></p> <p>作業は、<u>災害対策本部長代理</u>の指示に従い対応することとしており、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順着手から 35 分で絞り込み作業を開始することとしている。</p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p>	<p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩ 東二は、大気への拡散抑制に携わる重大事故等対応要員が兼務することとしている。</p> <p>相違理由⑩ 設備の違いから、柏崎より短時間で絞り込み作業が開始可能。</p>
<p>＜参考：柏崎の当該箇所＞</p> <p>b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</p> <p>放射性物質を含む汚染水は<u>構内排水路を通過して放水口から海へ流れ込むため</u>、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p><u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>を用いて、取水口 3 箇所、放水口 1 箇所の合計 4 箇所に汚濁防止膜を設置する。設置に当たっては、<u>放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口 1 箇所を優先する。</u></p>	<p>a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</p> <p>放射性物質を含む汚染水は原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、<u>地下埋設の一般排水路を通過して雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ込むため</u>、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p><u>汚濁防止膜は、防潮堤に囲まれた発電所敷地内から海洋に接続する全ての排水経路である雨水排水路集水桝－1～9及び放水路－A～Cの計 12 箇所に設置する。</u>設置に当たっては、<u>原子炉建屋に放水することで発生する汚染水が、放水範囲の周囲にある一般排水路を経由して直接流れ込む雨水排水路集水桝－8及び放水路－A～Cの 4 箇所を優先する。</u></p>	<p>相違理由③</p> <p>東二では、使用済燃料プールの対応も必要と考えている。</p> <p>相違理由② 排水経路の違いによる記載の相違。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、<u>汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報，津波警報が出ていない又は解除された等）</u>である場合。</p> <p>(b) 操作手順 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第1.12.8図に、タイムチャートを第1.12.9図に示す。</p> <p>① <u>緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。</u></p> <p>② <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜と付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置位置背面に運搬する。</u></p> <p>③ <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜をシャックル及び、接続ロープ等で必要本数を連結させる。</u></p> <p>④ <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、連結させた汚濁防止膜を順次、護岸から海面に投入し、片方の固定用ロープを護岸沿いに引き、汚濁防止膜を所定の位置に配置する。</u></p> <p>⑤ <u>その際、緊急時対策要員は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚濁防止膜が水面上で支障物等に絡まないよう調整する。</u></p> <p>⑥ <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜配置後、両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。</u></p> <p>⑦ <u>緊急時対策要員は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを切断し、カーテン部を開放する。</u></p> <p>⑧ <u>緊急時対策要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第1.12-5図に、タイムチャートを第1.12-2図に、<u>汚濁防止膜設置手順の概要図を第1.12-6図に示す。</u></p> <p>① <u>災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。</u></p> <p>② <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜及び付属資機材を設置位置近傍に運搬する。</u></p> <p>③ <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、他端を所定の箇所に固定する。合わせて、汚濁防止膜のフロート部を設置位置上部のグレーチング等にロープで固縛し、雨水排水路集水柵等内に吊り下げる。</u></p> <p>④ <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを外し、カーテン部を開放する。</u></p> <p>⑤ <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜両端部の固定用ロープを保持しながらフロート部を固縛していたロープを解き、その後、固定用ロープを繰り出すことにより雨水排水路集水柵等の所定の箇所へ設置する。</u></p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑥⑬ 東二は、汚濁防止膜の設置手順が複雑なので、補足説明用の概要図を作成した。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑦⑩ 運搬位置の違い</p> <p>東二は、1箇所が必要となる汚濁防止膜の長さが短く、連結作業が不要。 設置箇所の形状、長さ等の違いによる設置手順の相違。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑦</p> <p>上記手順③で固定を実施する。</p> <p>相違理由⑦⑩</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑩</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>汚濁防止膜の設置は、<u>北放水口への 1 重目の汚濁防止膜の設置を緊急時対策要員 6 名で実施する。</u></p> <p>その後の汚濁防止膜の設置については、<u>積み込み・運搬を緊急時対策要員 6 名、設置を緊急時対策要員 7 名、合計 13 名で実施する。</u></p> <p>汚濁防止膜の設置作業は、<u>北放水口 (1 箇所) の設置を約 190 分、その後の取水口 (3 箇所) への設置を約 24 時間で行うこととしている。それぞれ 1 重目の汚濁防止膜の設置完了後、緊急時対策本部の指示により、2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。<u>さらに、積み込み、運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき、また、海上作業では小型船舶 (汚濁防止膜設置用) を使用することで汚濁防止膜の展開作業が容易となり、作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>汚濁防止膜の設置は、<u>12 箇所における現場対応のうち、優先的に設置する 4 箇所 (雨水排水路集水桝－8 及び放水路－A～C) への 1 重目については、重大事故等対応要員 5 名で実施する。</u></p> <p>その後の汚濁防止膜の設置については、<u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の現場対応にて、放水砲設置、ホース敷設準備及びホース敷設を終えた重大事故等対応要員 4 名が合流し、合計 9 名で実施する。</u></p> <p>汚濁防止膜の設置作業は、<u>優先的に設置する 4 箇所 (雨水排水路集水桝－8 及び放水路－A～C) への 1 重目の設置を手順着手から 140 分で行うこととしている。優先的に設置する 4 箇所への 1 重目の汚濁防止膜の設置完了後、災害対策本部長代理の指示により、優先的に設置する 4 箇所への 2 重目の汚濁防止膜の設置、及び残る 8 箇所への汚濁防止膜の設置を 6 時間以内に行うこととしている。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。また、<u>複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できるよう車両を配備することで作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。</u></p>	<p>相違理由⑭</p> <p>相違理由③⑩</p> <p>相違理由⑩⑭</p> <p>東二は、汚濁防止膜は 1 箇所ごとに 2 重設置するが、放水砲による放水開始前には、優先設置 4 箇所への 1 重設置を完了させることとするため、その所要時間を主に記載。</p> <p>相違理由②⑦</p> <p>東二は、1 本の汚濁防止膜重量が軽いため、重量物とは記載していない。また、ユニック車に限らず、使用可能な車両を使用する。</p>
<p>a. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</u></p> <p>防潮堤内側の合計 <u>6 箇所</u>に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。<u>設置に当たっては、放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。</u></p>	<p>b. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、<u>又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</u></p> <p>防潮堤内側の合計 <u>10 箇所</u>に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。(汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制措置が完</u></p>	<p>東二では、使用済燃料プールに関する対応も必要と考えている。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、放射性物質吸着材の設置に関しては優先順位を設けていないため、設置箇所数のみを記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第 1.12.6 図に、タイムチャートを第 1.12.7 図に示す。</p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。</u></p> <p>②緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を、設置位置近傍まで運搬する。</p> <p>③緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を設置する。<u>(6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置する。)</u></p> <p>(c) 操作の成立性 放射性物質吸着材の設置は、<u>緊急時対策要員 4 名の体制</u>である。</p> <p>設置作業は、<u>緊急時対策本部の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約 180 分で設置することとしている。(6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所へ放射性物質吸着材を約 100 分で設置することとしている。)</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。</p> <p>b. <u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</u> 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</u> <u>放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</u> <u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて、取水口 3 箇所、放水口 1 箇所の合計 4 箇所に汚濁防止膜を設置する。設置に当たっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口 1 箇所を優先する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> 放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、<u>汚濁防止膜の設置が可能な状況（大</u></p>	<p><u>了した後に実施する。)</u></p> <p>(b) 操作手順 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第 1.12-7 図に、タイムチャートを第 1.12-2 図に示す。</p> <p>① <u>災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、<u>重大事故等対応要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。</u></u></p> <p>② <u>重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を、設置箇所近傍まで運搬する。</u></p> <p>③ <u>重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を設置する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 放射性物質吸着材の設置は、<u>重大事故等対応要員 9 名の体制</u>である。</p> <p>設置作業は、<u>災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約 21 時間で設置することとしている。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。</p> <p><東二では、本項目は比較表 12～14 ページに掲載></p>	<p>備考</p> <p>相違理由⑥⑬</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二は、放射性物質吸着材の設置に関しては優先順位を設けていないため、優先箇所の記載不要。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>設置箇所数及び設置方法の違いにより、所要時間が異なる。</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p><u>津波警報，津波警報が出ていない又は解除された等）である場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また，汚濁防止膜の設置位置図を第 1.12.8 図に，タイムチャートを第 1.12.9 図に示す。</u></p> <p>①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は，汚濁防止膜と付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置位置背面に運搬する。</p> <p>③緊急時対策要員は，汚濁防止膜をシャックル及び，接続ロープ等で必要本数を連結させる。</p> <p>④緊急時対策要員は，汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け，連結させた汚濁防止膜を順次，護岸から海面に投入し，片方の固定用ロープを護岸沿いに引き，汚濁防止膜を所定の位置に配置する。</p> <p>⑤その際，緊急時対策要員は，小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し，汚濁防止膜が水面上で支障物等に絡まないよう調整する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は，汚濁防止膜配置後，両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は，小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し，汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを切断し，カーテン部を開放する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は，同作業完了後，引き続き，同様の手順により 2 重目の汚濁防止膜を設置する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p><u>汚濁防止膜の設置は，北放水口への 1 重目の汚濁防止膜の設置を緊急時対策要員 6 名で実施する。</u></p> <p><u>その後の汚濁防止膜の設置については，積み込み・運搬を緊急時対策要員 6 名，設置を緊急時対策要員 7 名，合計 13 名で実施する。</u></p> <p><u>汚濁防止膜の設置作業は，北放水口（1 箇所）の設置を約 190 分，その後の取水口（3 箇所）への設置を約 24 時間で行うこととしている。それぞれ 1 重目の汚濁防止膜の設置完了後，緊急時対策本部の指示により，2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，照明，通信連絡設備を整備する。</u></p> <p><u>さらに，積み込み，運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき，また，海上作業では小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用することで汚濁防止膜の展開作業が容易となり，作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。</u></p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>c. 重大事故等発生時の対応手段の選択</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、<u>放射性物質吸着材</u>の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを第 1.12.10 図に示す。</p> <p><u>放射性物質吸着材は、6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置し、最終的に合計 6 箇所設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p> <p>その後、<u>汚濁防止膜を設置するが、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況等）である場合、汚濁防止膜の設置が可能な状況になり次第、汚濁防止膜の設置を開始する。</u></p> <p><u>また、放射性物質吸着材の設置作業と汚濁防止膜の設置作業を異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。</u></p>	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、<u>汚濁防止膜</u>の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れを第 1.12-8 図に示す。</p> <p><u>汚濁防止膜は、原子炉建屋に放水した汚染水が流れ込む雨水排水路集水桝－8 及び放水路－A～C の 4 箇所を優先的に設置し、最終的に合計 12 箇所に設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p> <p>その後、<u>放射性物質吸着材を設置することで、更なる海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由③⑭</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は、海洋への放射性物質の拡散抑制作業を、全て防潮堤内で実施するため記載不要。</p> <p>東二は、対応可能要員が想定より多く確保できる場合は、重大事故等対処設備である「汚濁防止膜の設置」を優先させることから、本記載は省略した。</p>
<p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. <u>化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、<u>化学消防自動車単独、又は、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車</u>により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。<u>使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火を行う手順の概要は以下の</p>	<p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. <u>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、<u>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）</u>により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。<u>水源は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火</p>	<p>相違理由④⑤</p> <p>相違理由④⑤</p> <p>東二は、海水取水箇所の地面から海面までの落差が大きく、ポンプ吸込み能力が不足するため海水の使用は想定しない。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由④⑤</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>とおり。また、<u>航空機燃料火災への対応の概要図</u>を第 1.12.11 図に、タイムチャートを第 1.12.12 図に、水利の配置図を第 1.12.13 図に示す。</p> <p>① 自衛消防隊の<u>消防隊長</u>は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全を確保した後、初期消火に必要な<u>設備</u>の準備を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリングの状況） ・消火の水源に、<u>防火水槽や消火栓（淡水タンク）</u>を使用する場合は、水量が確保され使用できることを確認 ・<u>化学消防自動車単独による泡消火又は大型化学高所放水車による泡消火の実施判断</u>は、<u>現場火災状況を基に自衛消防隊の消防隊長が自衛消防隊へ指示</u> <p>②自衛消防隊の<u>消防隊長</u>は、現場火災状況を<u>緊急時対策本部</u>へ報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリング実施結果） ・消火の水源 ・<u>化学消防自動車単独による泡消火又は大型化学高所放水車による泡消火の実施判断の結果</u> <p>③<u>緊急時対策本部</u>は、<u>緊急時対策要員に大型化学高所放水車、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火の開始及び必要により淡水貯水池から防火水槽への送水を指示する。</u></p> <p>④<u>緊急時対策要員</u>は、<u>自衛消防隊が使用する大型化学高所放水車及び泡原液搬送車を現場まで運転する。</u></p> <p>⑤<u>自衛消防隊</u>は、<u>緊急時対策要員から大型化学高所放水車及び泡原液搬送車を引き取る。</u></p> <p>＜化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合＞</p> <p>⑥自衛消防隊は、水源近傍に<u>化学消防自動車</u>を設置し、水利を確保する。</p> <p>⑦自衛消防隊は、初期消火活動場所へ<u>ホース</u>を敷設、接続及び準備作業を行う。</p> <p>⑧自衛消防隊は、消火用水と泡消火薬剤を混合させて、化学消防自動車による泡消火を開始する。</p> <p>⑨自衛消防隊は、適宜、<u>泡消火薬剤備蓄車から、泡原液の補給を実施する。</u></p> <p>＜大型化学高所放水車等による泡消火を選択した場合＞</p> <p>⑩自衛消防隊は、水源近傍に<u>化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車</u>を設置し、水利を確保する。</p> <p>⑪自衛消防隊は、初期消火活動場所へ<u>ホース</u>を敷設するとともに大型化学高所放水車の中</p>	<p>を行う手順の概要は以下のとおり。また、<u>初期対応における延焼防止処置の概要図</u>を第 1.12-9 図に、タイムチャートを第 1.12-10 図に、水利の配置図を第 1.12-11 図に示す。</p> <p>① 自衛消防隊の<u>現場指揮者</u>は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全を確保した後、初期消火に必要な設備の準備を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリングの状況） ・消火の水源<u>である防火水槽や消火栓（原水タンク）</u>に、水量が確保され使用できることを確認 <p>② 自衛消防隊の<u>現場指揮者</u>は、現場火災状況を<u>災害対策本部長代理</u>へ報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリング実施結果） ・消火の水源 <p>③ 自衛消防隊は、水源近傍に<u>水槽付消防ポンプ自動車</u>を設置し、水利を確保する。</p> <p>④ 自衛消防隊は、初期消火活動場所へ<u>化学消防自動車</u>を設置し、<u>水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設、接続及び準備作業</u>を行う。</p> <p>⑤ 自衛消防隊は、消火用水と泡消火薬剤を混合させて、化学消防自動車による泡消火を開始する。</p> <p>⑥ 自衛消防隊は、適宜、<u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u>を運搬して泡消火薬剤の補給を実施する。</p>	<p>図の名称の相違 相違理由⑥ 相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩ 使用する水源は淡水のみ 相違理由④ 東二は、初期対応における設備の選択は不要 相違理由⑩</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は、初期対応における延焼防止処置の実施判断を自衛消防隊の現場指揮者が判断するため、災害対策本部長代理（緊急時対策本部）からの指示は不要。 相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由② 相違理由②</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p><u>継口へホースを接続する。</u></p> <p>⑫自衛消防隊は、<u>化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車から取水し、大型化学高所放水車へ送水を開始する。</u></p> <p>⑬自衛消防隊は、<u>大型化学高所放水車による泡消火を実施する。現場状況により化学消防自動車からも泡消火又は延焼防止を実施する。(必要に応じて、緊急時対策要員を活用する。)</u></p> <p>⑭自衛消防隊は、<u>適宜、泡消火薬剤備蓄車から、泡原液の補給を実施する。(泡原液搬送車を接続することも可能である。)</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応は、自衛消防隊 <u>6名</u> 及び緊急時対策要員 <u>2名</u> の合計 <u>8名</u> で対応する。化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合、<u>初期消火開始まで手順着手から約 35分</u>、大型化学高所放水車等による泡消火を選択した場合、<u>初期消火開始まで手順着手から 55分</u> で対応することとしている。<u>(緊急時対策要員 2名は、大型化学高所放水車、泡原液搬送車を運転し、自衛消防隊への引き渡し後、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。)</u></p> <p><u>なお、大型化学高所放水車のテーブルは 360° 旋回することが可能なため、火災現場の状況に応じて、最も効果的な方角から泡消火を実施する。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、<u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12.11 図に、タイムチャートを第 1.12.12 図に、水利の配置及び大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による泡消火に関するホース敷設ルートを第 1.12.13 図に示す。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応は、自衛消防隊 <u>9名</u> で対応する。化学消防自動車、<u>水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器(消防車用)による初期消火開始まで手順着手から 20分</u> で対応することとしている。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器により、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器による泡消火手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12-12 図に、タイムチャートを第 1.12-10 図に、水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器による泡消火に</u></p>	<p>備考</p> <p>相違理由④⑤⑩ 車両移動時間の相違</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由②⑤⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員へ大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液搬送車及び泡原液混合装置</u>の設置開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>を取水箇所周辺に設置する。</p> <p>③緊急時対策要員は、ホースを取水ポンプに接続後、<u>取水ポンプを取水箇所へ設置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>吸込口にホースを接続する。</p> <p>④緊急時対策要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、<u>泡原液搬送車</u>、<u>泡原液混合装置</u>から放水砲までホースを敷設し、放水砲にホースを接続する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプ</u>を起動し、放水砲による消火を開始する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>泡原液搬送車の弁操作</u>を行い、泡消火を開始する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>は約2時間の運転が可能）を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性 <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、<u>放水砲</u>、<u>泡原液搬送車及び泡原液混合装置</u>による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施する。手順着手から約130分（7号炉の場合、6号炉の場合は約160分）で準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、約190分に対応することとしている。）</p> <p>放水段階では<u>緊急時対策要員</u>5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を4,000L 配備し、<u>放水開始から約25分</u>の泡消火が可能である。</p> <p>泡消火剤は、放水流量（15,000L/min）の1%濃度で自動注入となる。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p>	<p>関するホース敷設ルートの例を第1.12-13図に示す。</p> <p>① <u>災害対策本部長代理</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>重大事故等対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>及び<u>泡混合器</u>の設置開始を指示する。</p> <p>② <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>を取水箇所周辺に設置する。</p> <p>③ <u>重大事故等対応要員</u>は、ホースを<u>水中ポンプ</u>に接続後、<u>水中ポンプ</u>を取水箇所へ設置し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>吸込口にホースを接続する。</p> <p>④ <u>重大事故等対応要員</u>は、放水砲を設置し、ホースの運搬、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>、<u>泡混合器</u>から放水砲までホースを敷設し、放水砲にホースを接続する。</p> <p>⑤ <u>重大事故等対応要員</u>は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。</p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>を起動し、放水砲による消火を開始する。</p> <p>⑦ <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>泡混合器</u>を起動し、泡消火を開始する。</p> <p>⑧ <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>は約3.5時間の運転が可能）を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性 <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、<u>放水砲</u>、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>及び<u>泡混合器</u>による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施する。<u>所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は、手順着手から145分で準備を完了することとしている</u>（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は、210分に対応することとしている）。</p> <p>放水段階では、<u>重大事故等対応要員</u>5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を5m³配備し、<u>泡消火開始から約20分</u>の泡消火が可能である。</p> <p>泡消火薬剤は、放水流量（約1,338m³/h）の1%濃度で自動注入となる。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p>	<p>相違理由②⑤⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑤⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩ 設備の違いにより操作内容が異なる。</p> <p>相違理由②⑩⑫</p> <p>相違理由②⑤ 敷地の違いにより経路の記載、所要時間が異なる。</p> <p>相違理由②⑩ 放水用ポンプの違いから放水流量が異なるため、泡消火薬剤の配備量及び泡消火時間（目安）も異なる。</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したのちから泡消火を開始する。</p> <p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤備蓄車又は大型化学高所放水車は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約900m³/hの流量で消火する。</u></p> <p><u>初期対応において、アクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、大型化学高所放水車より車両の移動が容易で、機動性が高い化学消防自動車を優先する。</u></p> <p><u>建屋等高所への消火活動を行える場合、大型化学高所放水車による泡消火を行う。</u></p> <p>使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車又は大型化学高所放水車は、<u>防火水槽、消火栓（淡水タンク）のうち、準備時間が短く、大容量である防火水槽を優先する。防火水槽、消火栓（淡水タンク）が使用できなければ海水を使用する。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</u></p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したのちから泡消火を開始する。</p> <p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約1,338m³/hの流量で消火する。</u></p> <p>使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車は、<u>防火水槽、消火栓（原水タンク）のうち、準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</u></p>	<p>相違理由②④⑤</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由②④⑬</p> <p>相違理由②⑤</p>
<p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>原子炉建屋トップベントに関する手順は「<u>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</u>」にて整備する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p><u>大容量送水車等の車両への燃料補給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p>	<p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>原子炉建屋からの水素の排出に関する手順は、「<u>2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応 別冊Ⅰ. 具体的対応の共通事項</u>」にて整備する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p>	<p>東二は、原子炉建屋からの水素の排出には、ブローアウトパネルを開放する運用としている。</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)					東海第二					備考		
第 1.12.1 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					第1.12-1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 (1/2)					相違理由②④⑤⑦⑨		
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	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	対処設備		手順書	
			対応設備						対処設備			
	対応手段	対応設備		手順書	対処設備				手順書			
		対応設備			対処設備							
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	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	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書		
			対応設備					対処設備				
航空機燃料火災への泡消火	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	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書		
			対応設備					対処設備				
初期対応における延焼防止処置	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	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書		
			対応設備					対処設備				

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
第1.12-1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（2／2）						
	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備 —	対応 手段 航空機 燃料火災 への泡消火	対処設備 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット 燃料給油設備※1	重大 事故等 対処設備	手順書 重大事故等対策要領	
		初期対応 における延焼 防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 防火水槽	自主 対策設備	防火管理要領※2 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」にて整理する。						
※2 消防法に基づく社内規程						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)			東海第二			備考			
第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器			第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器			相違理由②⑨			
監視計器一覧 (1/3)			監視計器一覧 (1/4)						
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)	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)				
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制						
「大容量送水車 (原子炉建屋放水設備) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	判断基準	重大事故等対策要領	原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (S/C)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度			原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉圧力容器内の水位			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水位	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)	
		原子炉圧力容器への注水量			高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (a) 系統流量 残留熱除去系 (b) 系統流量 残留熱除去系 (c) 系統流量 高压炉心注水系 (b) 系統流量 高压炉心注水系 (c) 系統流量		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量	
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料プールの監視	燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)				
操作	操作	原子炉圧力容器への注水量	操作	重大事故等対策要領	操作		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (a) 系統流量 残留熱除去系 (b) 系統流量 残留熱除去系 (c) 系統流量 高压炉心注水系 (b) 系統流量 高压炉心注水系 (c) 系統流量	原子炉格納容器への注水量
		原子炉格納容器内の圧力				格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
		原子炉建屋内の水素濃度				原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	
		使用済燃料プールの監視				燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	
	屋外の放射線量	モニタリング・ポスト		屋外の放射線量率	モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト				

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二		備考	
	監視計器一覧 (2/4)			
	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)	
	1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み			
	重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
			原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
			原子炉压力容器内の水位	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)
原子炉压力容器への注水量			高圧代替注水系統流量 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系統流量 高圧炉心スプレー系統流量 残留熱除去系統流量 低圧炉心スプレー系統流量	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)			
操作		-		

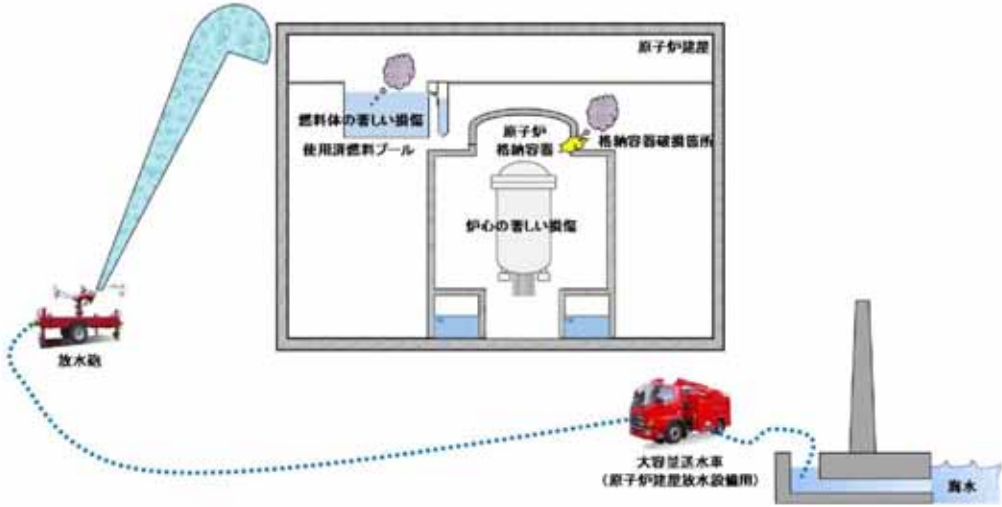
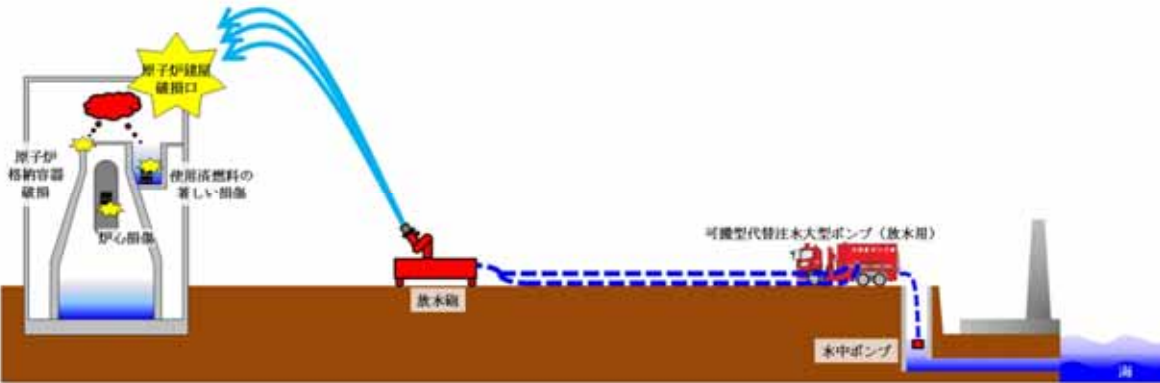
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)			東海第二			備考
監視計器一覧 (2/3)			監視計器一覧 (3/4)			
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)	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)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			
多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	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水位	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)
		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (a) 系統流量 残留熱除去系 (b) 系統流量 残留熱除去系 (c) 系統流量 高压炉心注水系 (b) 系統流量 高压炉心注水系 (c) 系統流量		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレィ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレィ系系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)		
操作		-	操作		-	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			
多様なハザード対応手順 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	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水位	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)
		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (a) 系統流量 残留熱除去系 (b) 系統流量 残留熱除去系 (c) 系統流量 高压炉心注水系 (b) 系統流量 高压炉心注水系 (c) 系統流量		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレィ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレィ系系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)		
操作		-	操作		-	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考
監視計器一覧 (3/3)		監視計器一覧 (4/4)		
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)		
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火		1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制		
多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
	操作	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
		原子炉圧力容器内の水位	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)	
		原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレー系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレー系系統流量	
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)	
		操作	-	
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2) 航空機燃料火災への泡消火 a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用), 放水砲, 泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火		1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置		
多様なハザード対応手順 「航空機燃料火災への泡消火」	判断基準	防火管理要領	-	
	操作	重大事故等対策要領	-	
		操作	-	
		判断基準	-	
	操作	操作	-	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
 <p data-bbox="296 955 1023 997">第1.12.1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図</p>	 <p data-bbox="1469 850 2315 892">第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="6">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th> <th>40</th> <th>60</th> <th>80</th> <th>100</th> <th>120</th> <th>140</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="8" style="text-align:center;">大気への放射性物質の拡散抑制 130分</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="5">緊急時対策要員</td> <td>移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所までの移動)</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td rowspan="5">※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分</td> </tr> <tr> <td>高台保管場所から現場への車両運搬</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設 (大容量送水車~放水砲へのホース敷設)</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>取水ポンプ設置</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所までの移動)</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">2</td> <td rowspan="3">緊急時対策要員</td> <td>大容量送水車運行随伴作業</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td rowspan="3">700m以内(南ルート~6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分</td> </tr> <tr> <td>資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5</td> <td rowspan="2">緊急時対策要員</td> <td>水張り</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td rowspan="2">1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分</td> </tr> <tr> <td>送水ポンプ起動・スプレー開始 (番員8名のうち5名で拡散抑制実施)</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考	20	40	60	80	100	120	140	大気への放射性物質の拡散抑制 130分								大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所までの移動)							※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分	高台保管場所から現場への車両運搬							ホース敷設 (大容量送水車~放水砲へのホース敷設)							取水ポンプ設置							移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所までの移動)							2	緊急時対策要員	大容量送水車運行随伴作業						700m以内(南ルート~6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分	資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬						放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他						5	緊急時対策要員	水張り						1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分	送水ポンプ起動・スプレー開始 (番員8名のうち5名で拡散抑制実施)						<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="6">経過時間(分)</th> <th colspan="6">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>30</th> <th>60</th> <th>90</th> <th>120</th> <th>150</th> <th>180</th> <th>210</th> <th>240</th> <th>6</th> <th>9</th> <th>12</th> <th>15</th> <th>18</th> <th>21</th> <th>24</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="17" style="text-align:center;">手順着手判断・指示</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">手続の項目</td> <td rowspan="5">要員(数)</td> <td colspan="15">可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始</td> <td rowspan="5">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始</td> </tr> <tr> <td colspan="15">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始</td> <td rowspan="4">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始 6時間</td> </tr> <tr> <td colspan="15">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始</td> </tr> <tr> <td colspan="15">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始</td> </tr> <tr> <td colspan="15">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="4">重大事故等対応要員</td> <td>6</td> <td>出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1)</td> <td>移動(南側保管場所→S A用海水ピット)</td> <td>水中ポンプ設置</td> <td>ホース敷設(※2、※3)</td> <td>放水砲設置、ホース敷設準備(※4)</td> <td>ホース接続</td> <td>逆水準備</td> <td>放水開始</td> <td colspan="6"></td> <td>※1 防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td colspan="15"></td> <td>※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【産業物処理建屋南側を經由するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分(コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始：210分</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td colspan="15"></td> <td>※3 当該作業終了後、放水作業を行わない2名は汚濁防止膜設置作業に合流する。</td> </tr> <tr> <td colspan="15"></td> <td>※4 当該作業終了後、汚濁防止膜設置作業に合流する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み</td> <td rowspan="2">重大事故等対応要員</td> <td>2</td> <td colspan="15"></td> <td>※5 当該作業終了後、放水砲設置作業を実施する。</td> </tr> <tr> <td colspan="15"></td> <td>※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="6">重大事故等対応要員</td> <td>5</td> <td>出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1)</td> <td>移動(南側保管場所→雨水排水路集水棟)</td> <td>汚濁防止膜1重目設置(雨水排水路集水棟-8)</td> <td>移動(雨水排水路集水棟-8→タービン建屋東側)</td> <td>浮き上がり部への足場台設置</td> <td>汚濁防止膜運搬(人力、5本)</td> <td>汚濁防止膜1重目設置(放水路-A)</td> <td>汚濁防止膜1重目設置(放水路-B)</td> <td>汚濁防止膜1重目設置(放水路-C)</td> <td colspan="5"></td> <td rowspan="6">※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td colspan="15"></td> </tr> <tr> <td>9</td> <td colspan="15"></td> </tr> <tr> <td colspan="15"></td> </tr> <tr> <td colspan="15"></td> </tr> <tr> <td colspan="15"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="2">重大事故等対応要員</td> <td>9</td> <td colspan="15">放射性物質吸着剤設置(雨水排水路集水棟-1~10、10箇所)</td> </tr> <tr> <td colspan="15"></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						経過時間(時間)						備考	30	60	90	120	150	180	210	240	6	9	12	15	18	21	24	手順着手判断・指示																	手続の項目	要員(数)	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始															放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始															汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始 6時間	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始															汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始															汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始															可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	6	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1)	移動(南側保管場所→S A用海水ピット)	水中ポンプ設置	ホース敷設(※2、※3)	放水砲設置、ホース敷設準備(※4)	ホース接続	逆水準備	放水開始							※1 防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備	2																※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【産業物処理建屋南側を經由するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分(コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始：210分	4																※3 当該作業終了後、放水作業を行わない2名は汚濁防止膜設置作業に合流する。																※4 当該作業終了後、汚濁防止膜設置作業に合流する。	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み	重大事故等対応要員	2																※5 当該作業終了後、放水砲設置作業を実施する。																※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	5	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1)	移動(南側保管場所→雨水排水路集水棟)	汚濁防止膜1重目設置(雨水排水路集水棟-8)	移動(雨水排水路集水棟-8→タービン建屋東側)	浮き上がり部への足場台設置	汚濁防止膜運搬(人力、5本)	汚濁防止膜1重目設置(放水路-A)	汚濁防止膜1重目設置(放水路-B)	汚濁防止膜1重目設置(放水路-C)						※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置	9																9																																																													放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	9	放射性物質吸着剤設置(雨水排水路集水棟-1~10、10箇所)																														備考
手順の項目	要員(数)			経過時間(分)							備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
		20	40	60	80	100	120	140																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
大気への放射性物質の拡散抑制 130分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所までの移動)							※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
		高台保管場所から現場への車両運搬																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		ホース敷設 (大容量送水車~放水砲へのホース敷設)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		取水ポンプ設置																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所までの移動)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
2	緊急時対策要員	大容量送水車運行随伴作業						700m以内(南ルート~6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
5	緊急時対策要員	水張り						1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
		送水ポンプ起動・スプレー開始 (番員8名のうち5名で拡散抑制実施)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						経過時間(時間)						備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
		30	60	90	120	150	180	210	240	6	9	12	15		18	21	24																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
手順着手判断・指示																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
手続の項目	要員(数)	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始															放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始																汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始 6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	6	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1)	移動(南側保管場所→S A用海水ピット)	水中ポンプ設置	ホース敷設(※2、※3)	放水砲設置、ホース敷設準備(※4)	ホース接続	逆水準備	放水開始							※1 防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
		2																※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【産業物処理建屋南側を經由するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分(コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始：210分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		4																※3 当該作業終了後、放水作業を行わない2名は汚濁防止膜設置作業に合流する。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
																	※4 当該作業終了後、汚濁防止膜設置作業に合流する。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み	重大事故等対応要員	2																※5 当該作業終了後、放水砲設置作業を実施する。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
																	※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	5	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1)	移動(南側保管場所→雨水排水路集水棟)	汚濁防止膜1重目設置(雨水排水路集水棟-8)	移動(雨水排水路集水棟-8→タービン建屋東側)	浮き上がり部への足場台設置	汚濁防止膜運搬(人力、5本)	汚濁防止膜1重目設置(放水路-A)	汚濁防止膜1重目設置(放水路-B)	汚濁防止膜1重目設置(放水路-C)						※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
		9																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		9																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	9	放射性物質吸着剤設置(雨水排水路集水棟-1~10、10箇所)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								

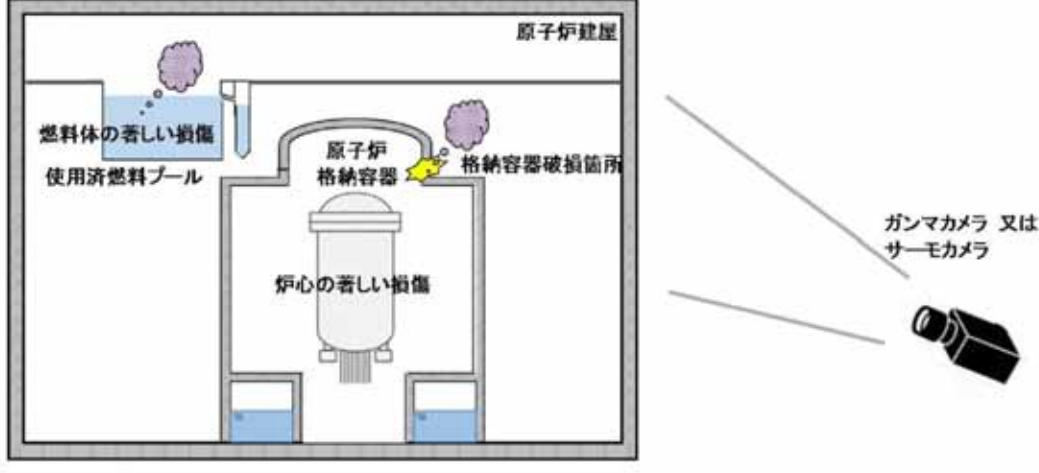
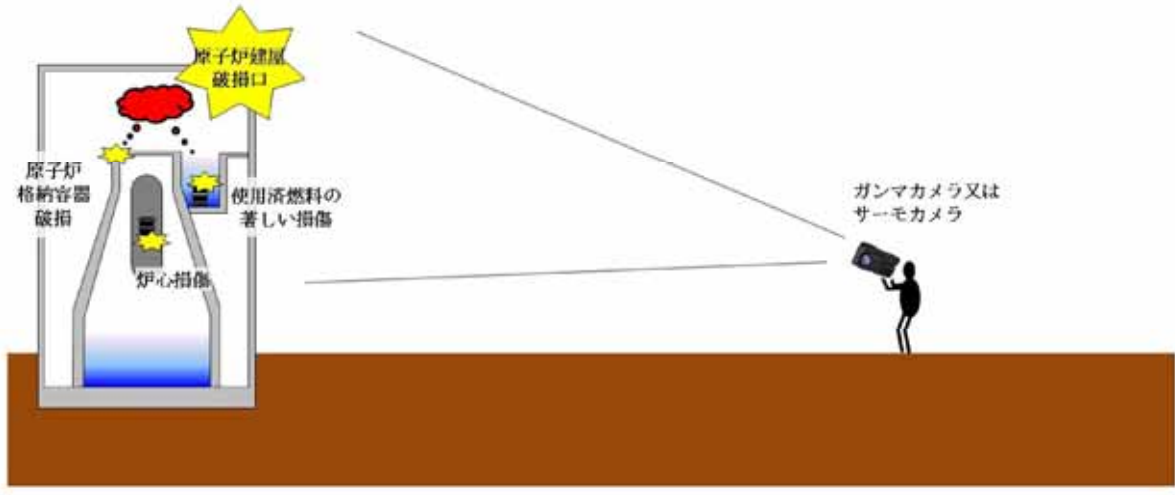
第 1.12.2 図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート

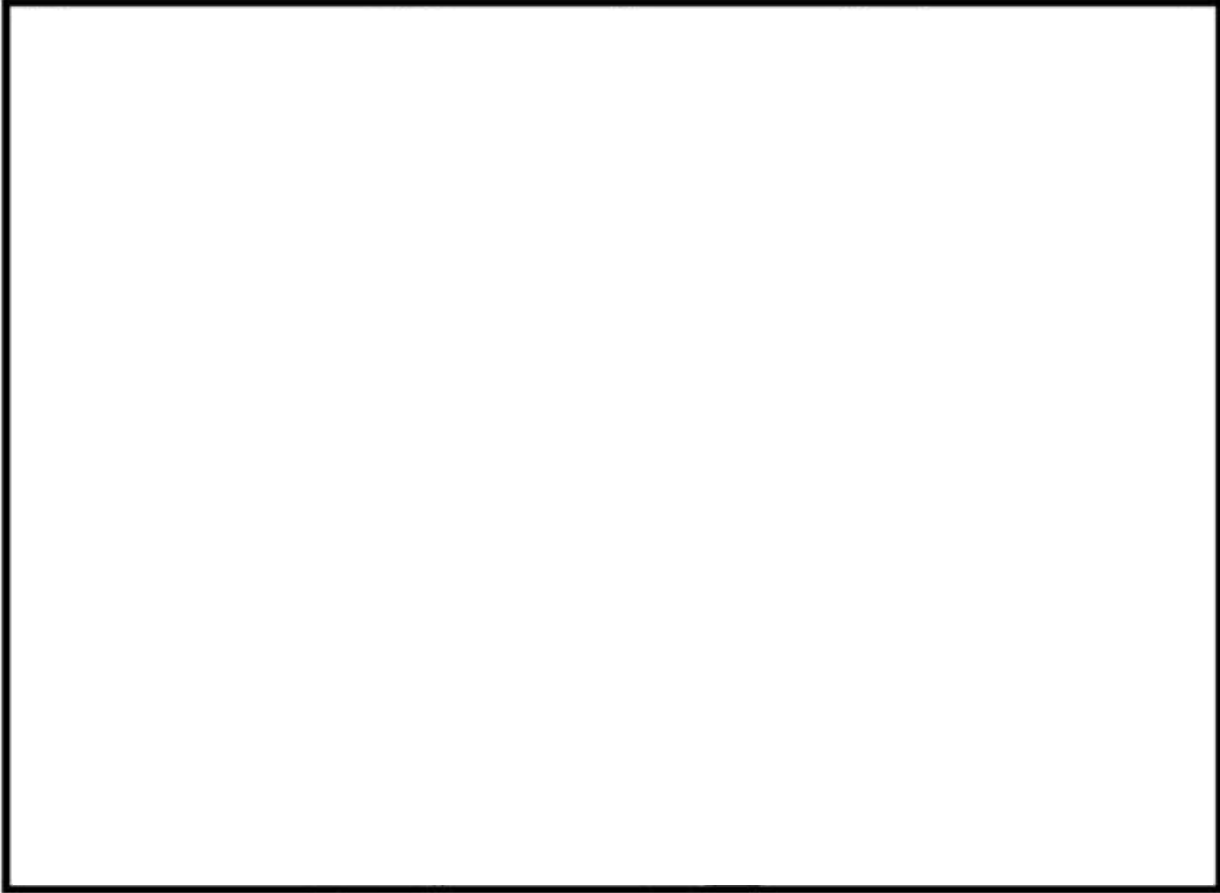
第1.12-2図 発電所外への放射性物質の拡散抑制タイムチャート

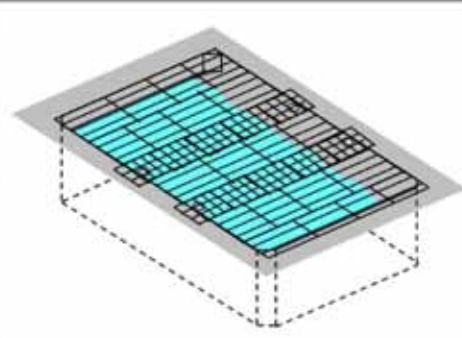
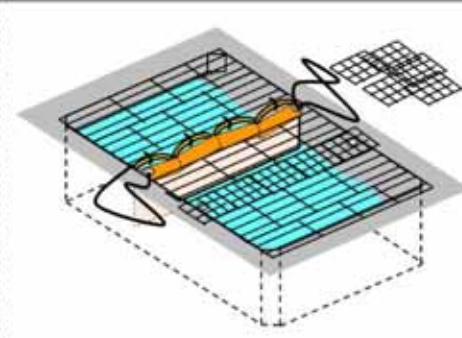
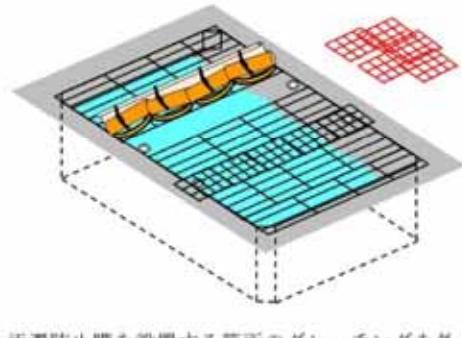
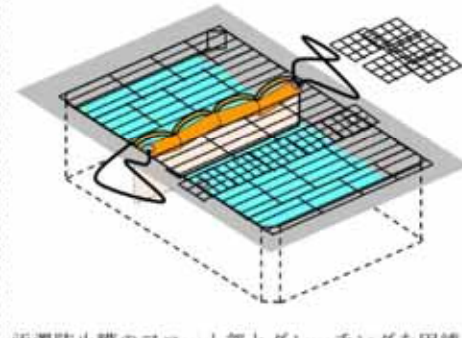
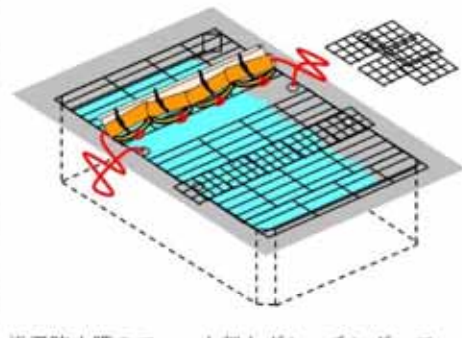
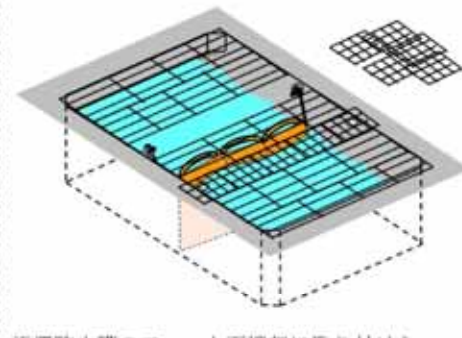
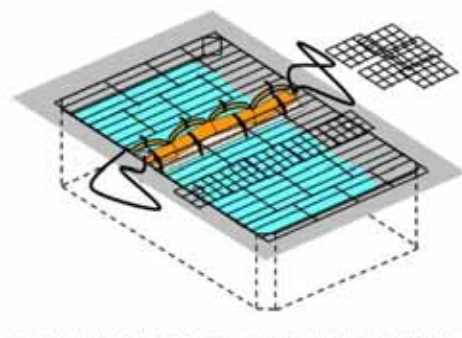
相違理由⑬

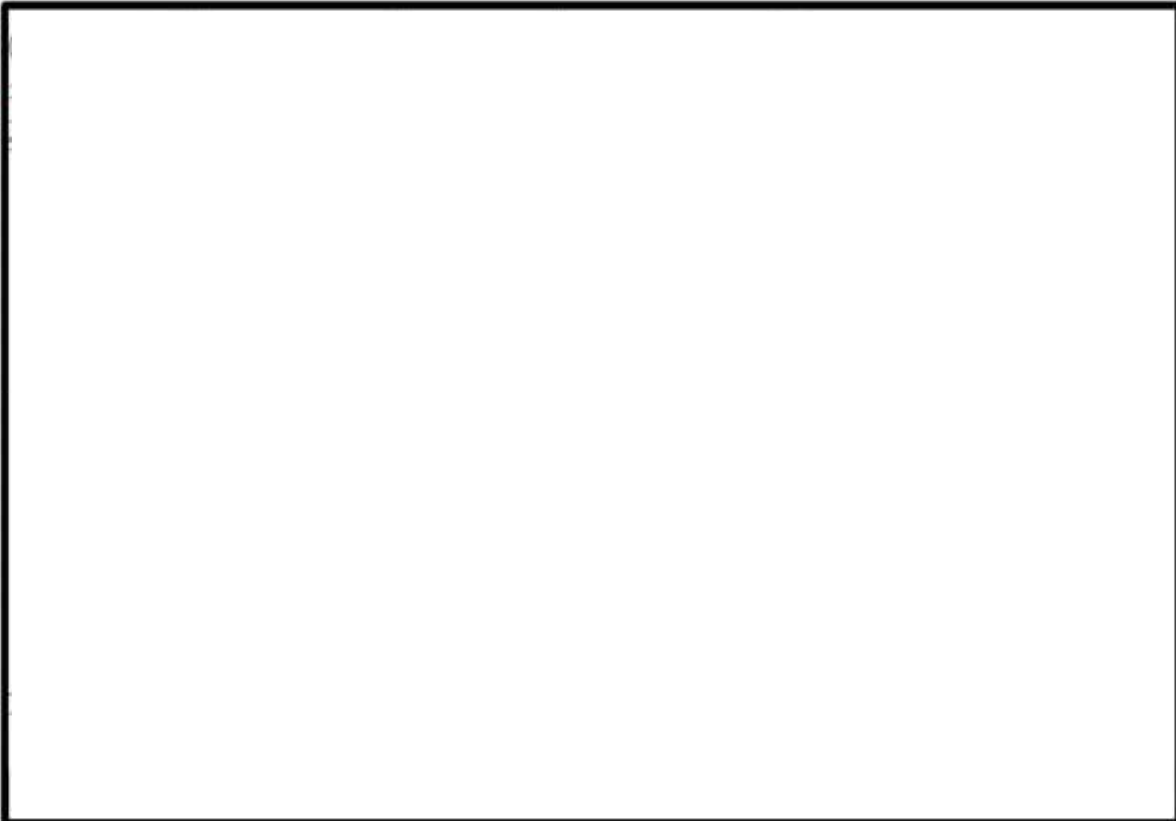

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="468 321 1107 363" style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;"> <p>枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div> <div data-bbox="231 405 1062 1896" style="border: 2px solid black; height: 710px; margin: 10px 0;"> </div> <div data-bbox="1077 520 1151 1791" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 248px;"> <p>第1.12.3図 大容量送水車（原子炉建屋放水備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 ホース敷設ルート図</p> </div>	<div data-bbox="1338 369 2442 1188" style="border: 2px solid black; height: 390px; margin: 10px 0;"> </div> <div data-bbox="1344 1213 2421 1388" style="text-align: center;"> <p>第1.12-3図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）</p> </div>	

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																											
																																													
<p>第 1.12.4 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概略図</p>	<p>第 1.12-4 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概要図</p>																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="4">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th> <th>40</th> <th>60</th> <th>80</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="7">ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み作業開始</td> </tr> <tr> <td colspan="7" style="text-align: center;">▽ 60分</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</td> <td rowspan="3">緊急時対策要員</td> <td rowspan="3">2</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>設置準備</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>測定</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)				備考	20	40	60	80	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み作業開始							▽ 60分							ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	緊急時対策要員	2	移動						設置準備						測定				<p>相違理由⑬</p>
手順の項目			要員(数)	経過時間(分)				備考																																					
	20	40		60	80																																								
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み作業開始																																													
▽ 60分																																													
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	緊急時対策要員	2	移動																																										
				設置準備																																									
					測定																																								
<p>第 1.12.5 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順 タイムチャート</p>																																													

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	 <p data-bbox="1596 1220 2169 1255">第1.12-5図 汚濁防止膜の設置位置図</p>	

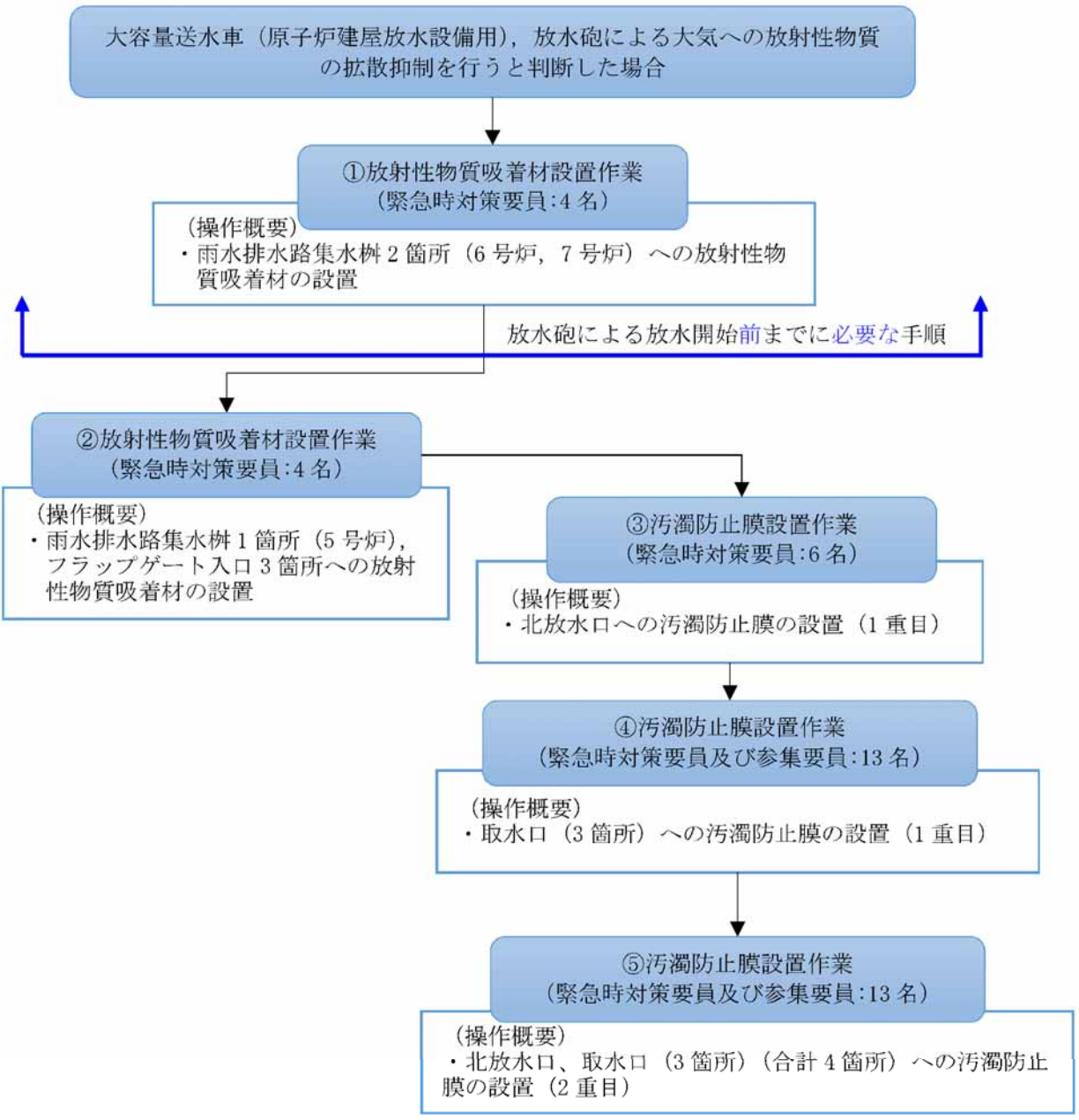
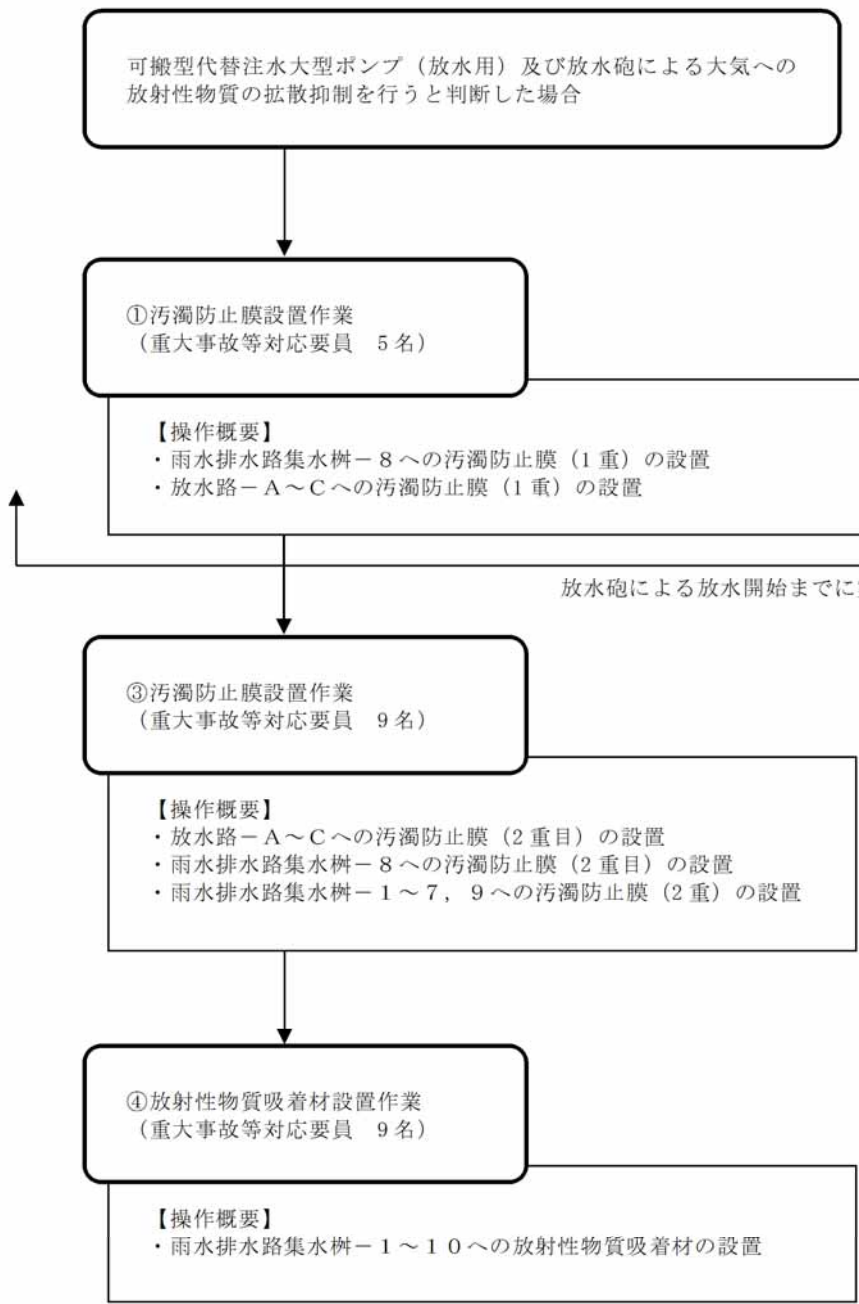
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div style="display: flex; flex-direction: column;"> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>I</p>  </div> <div style="width: 48%;"> <p>V</p>  <p>汚濁防止膜のカーテン部を固縛していたロープを外し、カーテンを開放する。(④*)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>II</p>  <p>汚濁防止膜を設置する箇所のグレーチングを外し、脇に汚濁防止膜を置く。(②*)</p> </div> <div style="width: 48%;"> <p>VI</p>  <p>汚濁防止膜のフロート部とグレーチングを固縛していたロープを外し、フロート両端部のロープで保持する。(⑤*)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>III</p>  <p>汚濁防止膜のフロート部とグレーチング、フロート両端部と固定金具をロープで固縛する。(③*)</p> </div> <div style="width: 48%;"> <p>VII</p>  <p>汚濁防止膜のフロート両端部に取り付けたロープを徐々に繰り出し、カーテン部のおもりを着底させ、汚濁防止膜を設置する。(⑤*)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>IV</p>  <p>汚濁防止膜を転がして、雨水排水路集水溝等内に吊り下げる。(③*)</p> </div> <div style="width: 48%;"> <p>VIII</p> <p>以降、同様の手順にて2重目の汚濁防止膜を設置する。(⑥*)</p> </div> </div> <p>※ 括弧内の丸数字は、本文記載の操作手順における番号を示す。</p> </div>	<p>東二は、汚濁防止膜の設置手順が複雑なので、補足説明用の概要図を作成した。</p>
<p>第 1.12-6 図 汚濁防止膜設置手順の概要図</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																																																																																																																																																																																																																															
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。 </div>  <p style="text-align: center;">第 1.12.6 図 放射性物質吸着材の設置位置図</p>	 <p style="text-align: center;">第 1.12-7 図 放射性物質吸着材の設置位置図</p>	相違理由③																																																																																																																																																																																																																																															
<p>第 1.12.7 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材) タイムチャート</p>	<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="16">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th><th>40</th><th>60</th><th>80</th><th>100</th><th>120</th><th>140</th><th>160</th><th>180</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="18"> 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約100分 </td> </tr> <tr> <td rowspan="4">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="4">緊急時対策要員 4</td> <td>移動</td><td></td><td></td><td></td><td>移動</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td rowspan="4">※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。</td> </tr> <tr> <td>吸着材搬込</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>据付(6号)</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>据付(5号)</td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																備考	20	40	60	80	100	120	140	160	180	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約100分																		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 4	移動				移動												※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。	吸着材搬込																据付(6号)															据付(5号)																																																																																																																																														
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																備考																																																																																																																																																																																																																															
		20	40	60	80	100	120	140	160	180																																																																																																																																																																																																																																							
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約100分																																																																																																																																																																																																																																																	
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 4	移動				移動												※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。																																																																																																																																																																																																																															
		吸着材搬込																																																																																																																																																																																																																																															
		据付(6号)															据付(5号)																																																																																																																																																																																																																																

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																																																																					
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。 </div> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px auto;"> </div>																																																																																							
第 1.12.8 図 汚濁防止膜の設置位置図																																																																																							
<table border="1"> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th colspan="4">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th><th>40</th><th>60</th><th>80</th><th>100</th><th>120</th><th>140</th><th>160</th><th>180</th><th>200</th> <th>12</th><th>14</th><th>16</th><th>18</th><th>20</th><th>22</th><th>24</th> </tr> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										経過時間(時間)				備考	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	12	14	16	18	20	22	24	<table border="1"> <tr> <td colspan="10" style="text-align: center;">北放水口への汚濁防止膜(1重目)設置 190分</td> <td colspan="4" style="text-align: center;">取水口(3箇所)への汚濁防止膜(1重目)設置 24時間</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">緊急時対策要員</td> <td style="text-align: center;">6</td> <td style="text-align: center;">移動</td> <td style="text-align: center;">積込・運搬</td> <td style="text-align: center;">設置</td> <td style="text-align: center;">ボート組立 切離し</td> <td style="text-align: center;">積込・運搬</td> <td style="text-align: center;">設置</td> <td colspan="8"></td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">7</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	北放水口への汚濁防止膜(1重目)設置 190分										取水口(3箇所)への汚濁防止膜(1重目)設置 24時間					汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	6	移動	積込・運搬	設置	ボート組立 切離し	積込・運搬	設置									7																		<p>※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。</p>	相違理由⑬
手順の項目			要員(数)	経過時間(分)										経過時間(時間)				備考																																																																					
	20	40		60	80	100	120	140	160	180	200	12	14	16	18	20	22		24																																																																				
北放水口への汚濁防止膜(1重目)設置 190分										取水口(3箇所)への汚濁防止膜(1重目)設置 24時間																																																																													
汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	6	移動	積込・運搬	設置	ボート組立 切離し	積込・運搬	設置																																																																															
		7																																																																																					
第 1.12.9 図 海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）タイムチャート																																																																																							

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
 <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行うと判断した場合</p> <p>①放射性物質吸着材設置作業 (緊急時対策要員:4名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹 2箇所 (6号炉, 7号炉) への放射性物質吸着材の設置</p> <p>放水砲による放水開始前までに必要な手順</p> <p>②放射性物質吸着材設置作業 (緊急時対策要員:4名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹 1箇所 (5号炉), フラップゲート入口 3箇所への放射性物質吸着材の設置</p> <p>③汚濁防止膜設置作業 (緊急時対策要員:6名) (操作概要) ・北放水口への汚濁防止膜の設置 (1重目)</p> <p>④汚濁防止膜設置作業 (緊急時対策要員及び参集要員:13名) (操作概要) ・取水口 (3箇所) への汚濁防止膜の設置 (1重目)</p> <p>⑤汚濁防止膜設置作業 (緊急時対策要員及び参集要員:13名) (操作概要) ・北放水口、取水口 (3箇所) (合計 4箇所) への汚濁防止膜の設置 (2重目)</p> <p>②, ③の作業は, 異なる要員で対応できる場合は, 並行して実施することが可能。</p>	 <p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行うと判断した場合</p> <p>①汚濁防止膜設置作業 (重大事故等対応要員 5名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹-8への汚濁防止膜 (1重) の設置 ・放水路-A~Cへの汚濁防止膜 (1重) の設置</p> <p>放水砲による放水開始までに実施する手順</p> <p>②汚濁防止膜設置作業 (重大事故等対応要員 9名) (操作概要) ・放水路-A~Cへの汚濁防止膜 (2重目) の設置 ・雨水排水路集水樹-8への汚濁防止膜 (2重目) の設置 ・雨水排水路集水樹-1~7, 9への汚濁防止膜 (2重) の設置</p> <p>③放射性物質吸着材設置作業 (重大事故等対応要員 9名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹-1~10への放射性物質吸着材の設置</p>	<p>備考</p> <p>相違理由③</p>

第 1.12.10 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

第 1.12-8 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

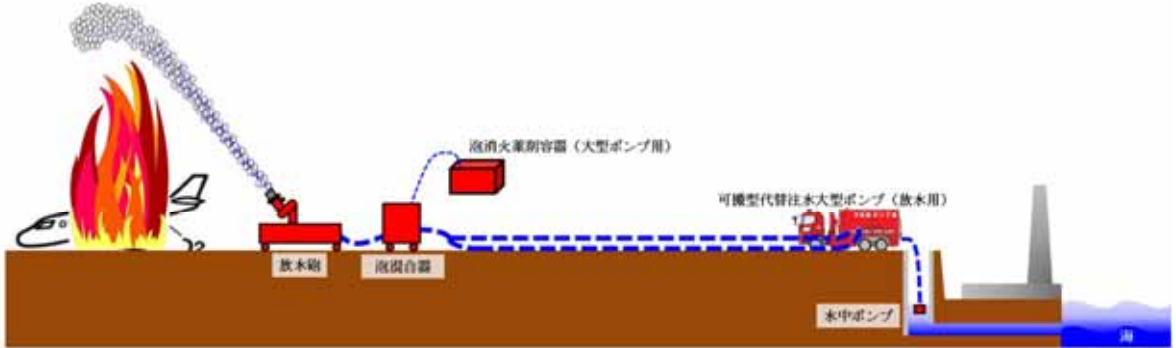
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>海水も使用可能</p> <p>防火水槽等の水利</p> <p>化学消防自動車</p> <p>化学消防自動車による泡消火の例</p> <p>海水</p> <p>防火水槽等の水利も使用可能</p> <p>水槽付消防ポンプ自動車</p> <p>化学消防自動車</p> <p>泡消火薬剤搬送車</p> <p>大型化学高所放水車</p> <p>大型化学高所放水車による泡消火の例</p> <p>海水</p> <p>大容量送水車</p> <p>泡原液搬送車</p> <p>泡原液混合装置</p> <p>放水車</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火</p> <p>第 1.12.11 図 航空機燃料火災への対応の概要図</p>	<p>泡消火薬剤容器（消防車用）</p> <p>水槽付消防ポンプ自動車</p> <p>化学消防自動車</p> <p>消火栓、防火水槽</p> <p>第1.12-9図 初期対応における延焼防止処置概要図</p>	<p>備考</p> <p>東二は、「初期対応における延焼防止処置」のみの概要図とした。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考
				備考
<p>航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>自衛消防隊</p> <p>緊急時対策委員</p>		<p>初期対応における延焼防止処置及び航空機燃料火災への泡消火</p> <p>タイムチャート</p>		<p>※1 防護具着用、保管場所への移動、使用する設備の準備等</p> <p>※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理棟南側を經由するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分 (コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始：210分</p>

第 1.12.12 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p data-bbox="507 365 1121 411" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> <div data-bbox="252 466 1044 1885" style="border: 1px solid black; height: 676px; width: 267px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1056 489 1092 1864" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 233px;">第1.12.13図 水利の配置及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による泡消火 ホース敷設ルート図</p>	<div data-bbox="1317 371 2451 1213" style="border: 1px solid black; height: 401px; width: 382px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1421 1243 2315 1276" style="text-align: center;">第1.12-11図 水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	 <p data-bbox="1537 674 2234 709">第1.12-12図 航空機燃料火災への泡消火概要図</p> <div data-bbox="1323 852 2451 1686" style="border: 1px solid black; height: 397px; width: 380px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1338 1717 2412 1753">第1.12-13図 航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設ルート図(例)</p>	