

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-7 改2
提出年月日	平成 30 年 4 月 24 日

東海第二発電所

技術的能力 比較表

平成 30 年 4 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

技術的能力比較表

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

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

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

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

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

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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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テロリズムへの
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 低圧代替注水</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 低圧代替注水</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 低圧代替注水</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>iii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p style="text-align: center;">< 目次 ></p> <p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 低圧代替注水</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 低圧代替注水</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 低圧代替注水</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>iii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>i.</u> 復旧</p> <p style="padding-left: 20px;"><u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>c. 手順等</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>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>原子炉除熱（自主対策設備）として使用する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>柏崎は発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時の対応手段及び設備と同様のため、記載なし。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（<u>低圧注水系</u>）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>(b) <u>低圧炉心スプレイ系</u>電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(b) <u>代替循環冷却系</u>による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(d) <u>補給水系</u>による残存溶融炉心の冷却</p> <p>(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. <u>低圧代替注水</u></p> <p>b. <u>原子炉冷却材浄化系</u>による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(a) <u>原子炉冷却材浄化系</u>による発電用原子炉からの除熱</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>東二は残留熱除去系が有する機能を明記している。</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>東二は低圧炉心スプレイ系が設置されており、原子炉注水設備として使用する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は表題を記載。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。 (2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> </div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</u>による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備<u>しており、</u>ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。 (2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> </div> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系</u>による冷却機能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u>による崩壊熱除去機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備<u>する。</u>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>備考</p> <p>相違理由⑥⑧</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4.1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>1.4.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。</p> <p>発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4-1図）。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、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四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>相違理由⑥⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑦</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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><u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u> である残留熱除去系 (低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード) が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水モード) による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サプレッション・チェンバ <p>・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・<u>スパージャ</u></p> <p>・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・原子炉圧力容器</p>	<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>設計基準事故対処設備</u> である残留熱除去系 (低圧注水系) 若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) が健全であれば<u>重大事故等対処設備として重大事故等の対処</u>に用いる。</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水系) による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> <p>・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</p> <p>・原子炉圧力容器</p>	<p>相違理由⑦⑧⑥ 相違理由⑧⑦</p> <p>相違理由⑧</p> <p>東二は残留熱除去系熱交換器を流路に用いるため設備と位置付ける。 柏崎も東二同様に流路に用いるが、配管に含めることで残留熱除去系熱交換器は設備と位置付けない。 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>東二の残留熱除去系 (低圧注水系) の原子炉圧力容器に注水は注水ノズルを使用している。 柏崎の残留熱除去系 (低圧注水モード) 残留熱除去系スパージャ及び給水系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⑪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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>・原子炉補機冷却系</p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>なお、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</u></p> <p>4</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 	<p>・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>なお、<u>残留熱除去系（低圧注水系）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。</u></p> <p><u>低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ</u> ・<u>サプレッション・チェンバ</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ</u> ・<u>原子炉圧力容器</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>非常用交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 	<p>東二は残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の冷却水として、残留熱除去系海水系を設置している。なお、柏崎は原子炉補機冷却系を残留熱除去系冷却水として使用する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫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。</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⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑥</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>・残留熱除去系熱交換器</p> <p>・残留熱除去系配管・弁・<u>スパージャ</u></p> <p>・給水系配管・弁・<u>スパージャ</u></p> <p>・<u>原子炉補機冷却系</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、<u>残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）</u>の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は<u>原子炉補機冷却系</u>の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.4.1 表に整理する。</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 低圧代替注水</u></p> <p>設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（低圧注水モード）</u>の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>及び<u>消火系</u>により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p>	<p>・残留熱除去系熱交換器</p> <p>・残留熱除去系配管・弁</p> <p>・<u>再循環系配管・弁</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u></p> <p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>及び<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u>並びに<u>低圧炉心スプレイ系</u>の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系</u>の故障を想定する。</p> <p>さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.4-1 表に整理する。</p> <p>a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 低圧代替注水</u></p> <p>設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>及び<u>低圧炉心スプレイ系</u>の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系</u>及び<u>補給水系</u>により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p>	<p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑪</p> <p>東二の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は再循環系配管を使用する。</p> <p>柏崎は再循環系としての配管は有しておらず、残留熱除去系として配管設置している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧⑥</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑧⑥</p> <p>相違理由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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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) による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<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>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・スパージャ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・<u>非常用交流電源設備</u> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 	<p>(i) 低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系 (常設) による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<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> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系 C 系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 	<p>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。</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>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>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑯と示す。</p> <p>相違理由⑰</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。</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>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>代替所内電気設備</u></p> <p>(ii) 低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・ <u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u></p> <p>・ <u>防火水槽</u></p> <p>・ <u>淡水貯水池</u></p>	<p>・ <u>燃料給油設備</u></p> <p>(ii) 低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系 (可搬型) による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・ <u>可搬型代替注水中型ポンプ</u></p> <p>・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u></p> <p>・ <u>西側淡水貯水設備</u></p> <p>・ <u>代替淡水貯槽</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。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑱示す。</p> <p>相違理由⑰ 相違理由⑰ 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑧ 相違理由⑧</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⑲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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>・ホース・<u>接続口</u></p> <p>・<u>復水補給水系配管・弁</u></p> <p>・<u>残留熱除去系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・<u>給水系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・<u>高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・<u>非常用交流電源設備</u></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>・<u>燃料補給設備</u></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、<u>低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、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>・ホース</p> <p>・<u>低圧代替注水系配管・弁</u></p> <p>・<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系C系配管・弁</u></p> <p>・原子炉圧力容器</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>・<u>燃料給油設備</u></p> <p><u>なお、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、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>東二は第 47 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。</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑧</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⑲</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・<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・スパージャ</u> ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・<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> ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・非常用交流電源設備 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・燃料給油設備 (v) <u>補給水系による発電用原子炉の冷却</u> <u>補給水系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。</u> <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>残留熱除去系B系配管・弁</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>非常用交流電源設備</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> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>柏崎は復水補給水系を経由する。</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、<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(B)配管・弁・スパージャ</u>、<u>残留熱除去系(A)配管・弁</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>、<u>原子炉圧力容器</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>代替所内電気設備</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>、<u>ホース・接続口</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。</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】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。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備 (設計基準拡張)として位置付ける。</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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水モード) が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p>	<p>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>低圧代替注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯蔵槽</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>、<u>原子炉圧力容器</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>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>代替循環冷却系ポンプ</u> <u>残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、発電用原子炉が高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能であるため、低圧注水手段としては有効である。</u></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⑮③⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑧⑱ 相違理由⑰⑳</p> <p>相違理由⑲</p> <p>相違理由⑧⑥</p> <p>相違理由③</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㉑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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p> <p>・<u>残留熱除去系 (C) 配管・弁・スパージャ，高圧炉心注水系 (B) 及び (C) 配管・弁・スパージャ^{※1}</u> <u>当該配管を用いた注水手段は使用に制限 (原子炉圧力容器への注水流量が少ない，注水流量の監視ができない，現場での系統構成が必要) があるが，残留熱除去系 (A) 及び (B) 配管から注水ができない場合において，発電用原子炉を冷却する手段として有効である。</u></p> <p><u>※1：高圧炉心注水系配管・弁・スパージャのうち，復水移送ポンプの吸込ライン (復水貯蔵槽下部の非常用ライン) の配管・弁は重大事故等対処設備であるが，原子炉圧力容器への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置付ける。</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，多目的タンク，消火系配管・弁 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，発電用原子炉を冷却する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，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⑧⑩ 東二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) を有さないため異なる。(例：低圧代替注水系 (常設) 柏崎 125m³/h/台，東二 200 m³/h/台) 以降，同様の相違理由によるものは相違理由⑩示す。</p> <p>東二は注入する配管による制限はなく，各注入配管には監視計器が設置されている。</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、「b. (b) i. 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ・給水系配管・弁・スパージャ 	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i) 復旧</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i) 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて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。）を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。</p> <p>また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「b. (b) i) 復旧」にて整理する。</p> <p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧</p> <p>代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 	<p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由①⑫</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑫⑫</p> <p>相違理由⑧⑥</p> <p>相違理由⑫⑫</p> <p>相違理由⑧⑥</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由①</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⑪</p> <p>相違理由⑪</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・<u>原子炉補機冷却系</u> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>なお、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。</u></p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器 ・<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>ホース</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>なお、<u>残留熱除去系（低圧注水系）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いる。</u></p> <p>(ii) <u>代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</u> <u>代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧炉心スプレイ系ポンプ</u> ・<u>サブプレッション・チェンバ</u> ・<u>低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ</u> ・<u>原子炉圧力容器</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>ホース</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⑱</p> <p>相違理由⑲</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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) による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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>(ii) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水ポンプ (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> ・ <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>(i) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <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>(ii) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型代替注水 <u>中型ポンプ</u> ・ 可搬型代替注水 <u>大型ポンプ</u> ・ <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>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</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 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由⑮ 相違理由⑮ 相違理由⑮ 相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑱ 相違理由⑰ 相違理由⑰ 相違理由⑬</p> <p>相違理由⑧ 相違理由⑧ 相違理由⑲ 相違理由⑲ 東二は第 47 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。 相違理由⑮ 相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑱ 相違理由⑰ 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p><u>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、<u>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p> <p><u>(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却</u> 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク 	<p><u>なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p> <p><u>(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</u> <u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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><u>(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却</u> 消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク 	<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⑱</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・<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> ・燃料補給設備 ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<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(B)配管・弁・スパージャ</u>、<u>残留熱除去系(A)配管・弁</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>、<u>原子炉圧力容器</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>代替所内電気設備</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)</u>、<u>ホース・接続口</u>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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・残留熱除去系B系配管・弁 ・原子炉圧力容器 ・<u>非常用交流電源設備</u> ・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 (v) <u>補給水系による残存溶融炉心の冷却</u> <u>補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。</u> <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>残留熱除去系B系配管・弁</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>非常用交流電源設備</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> ・<u>燃料給油設備</u> ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備 低圧代替注水で使用する設備のうち、<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>、<u>原子炉圧力容器</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>低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>代替循環冷却系ポンプ</u>、<u>サブプレッション・チェンバ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>、<u>代替循環冷却系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ</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>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>使用配管の相違 相違理由⑩ 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑰ 相違理由⑧ 相違理由④</p> <p>相違理由① 相違理由⑮⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑧⑱ 相違理由⑰⑧③ 相違理由⑧③⑫ 相違理由⑫ 相違理由⑳⑧</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p><u>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>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、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、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>・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、<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、残存した熔融炉心を冷却する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></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>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、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、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>・<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、残存した熔融炉心を冷却する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、多目的タンク、消火系配管・弁</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、残存した熔融炉心を冷却する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、補給水系配管・弁</u></p> <p><u>耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑲</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> <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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 低圧代替注水</u></p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) <u>i. 低圧代替注水</u>」で選定した設備と同様である。</p> <p>以上の設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p>	<p>b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i) 低圧代替注水</u></p> <p>発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系</u>により発電用原子炉を冷却する手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) <u>i) 低圧代替注水</u>」で選定した設備と同様である。</p> <p><u>ii) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p> <p>非常用電源が使用可能な場合において、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合に、原子炉冷却材浄化系により発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</u></p> <p><u>(i) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</u></p> <p><u>原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉から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>原子炉冷却材浄化系ポンプ</u> ・<u>原子炉圧力容器</u> ・<u>原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器</u> ・<u>再循環系配管・弁</u> ・<u>原子炉冷却材浄化系配管・弁</u> ・<u>給水系配管・弁</u> <p><u>iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</u></p> <p><u>低圧代替注水で使用する設備において、重大事故対処設備としての位置付けは、「a. (a) <u>i) 低圧代替注水</u>」で選定した設備と同様である。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>以上の<u>重大事故等対処設備</u>により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は対応手段として自主対策設備を選定していることから、重大事故等対処設備と自主対策設備について記載の整理を行う。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 復旧</u></p> <p>発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p>	<p>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>・原子炉冷却材浄化系</p> <p><u>原子炉運転停止直後の発電用原子炉からの除熱を行うための十分な熱交換量が確保できず、耐震性は確保されていないが、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水の通水が可能であれば、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。</u></p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 復旧</u></p> <p>発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。</p> <p>常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を給油し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。</p>	<p>東二は対応手段として自主対策設備を選定していることから、重大事故等対処設備と自主対策設備について記載の整理を行う。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由①⑬⑰</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑫⑳</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑬⑳</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・<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>原子炉補機冷却系</u> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> 	<p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・原子炉圧力容器 ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁 ・<u>再循環系配管・弁</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>ホース</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由⑧ 相違理由⑧</p> <p>相違理由⑪ 相違理由⑪ 相違理由⑭ 相違理由⑫</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑱ 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p><u>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</u> 復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、<u>代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</u></p> <p>また、<u>残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・スパーージャ、給水系配管・弁・スパーージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</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、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</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> <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><u>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</u> 復旧で使用する設備のうち、<u>残留熱除去系ポンプ、原子炉圧力容器、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁、再循環系配管・弁、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、全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。</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、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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能となれば、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由⑫ 相違理由⑭⑫ 相違理由⑳ 相違理由⑬⑦ 相違理由⑪ 相違理由⑪⑫⑦</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑳</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、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 1.4.1 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 1.4.2 表，第 1.4.3 表）。</p>	<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等^{※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Ⅱ（停止時徴候ベース）」、「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1.4-1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1.4-2表，第1.4-3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>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②示す。</p> <p>整備する手順書名の相違</p> <p>相違理由⑨</p> <p>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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系，高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，残留熱除去系（低圧注水モード）が故障により使用できない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は，<u>上記代替注水手段のうちポンプ 1 台以上を起動し，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>また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上又は上記代替注水手段のうち 2 系以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した代替注水手段のうち，低圧代替注水系（常設），消火系，低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>1.4.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>給水・復水系，高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は，<u>低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち低圧で原子炉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>また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧代替注水系（常設），<u>低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系の手段のうち低圧で原子炉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，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系，補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</u></p> <p>なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由⑧⑥</p> <p>東二は準備に時間がかかる低圧代替注水系（可搬型）について並行準備を行う。</p> <p>柏崎は全ての注水手段について同時並行で準備し，複数ある注水手段の中で優先順位を整理する。</p> <p>東二の全ての注水系統を記載</p> <p>東二の注水手段は系統数で記載する。</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p>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、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）<u>及び注入配管</u>が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び水源<u>（復水貯蔵槽）</u>が確保されている場合。</p> <p><u>ii. 操作手順</u></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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.7 図に、タイムチャートを第 1.4.8 図から第 1.4.11 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、運転員に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</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><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p>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</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源及び水源<u>（代替淡水貯槽）</u>が確保されている場合。</p> <p><u>ii) 操作手順</u></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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4-2 図及び第 1.4-4 図に、概要図を第 1.4-8 図に、タイムチャートを第 1.4-9 図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>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準備開始を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。</u></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 系注入弁の電源の受電操作を実施する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁を全閉とする。</u></p>	<p>相違理由① 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⑨</p> <p>相違理由① 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⑭と示す。</p> <p>相違理由⑨ 相違理由⑨ 相違理由⑭⑮ 原子炉冷却材喪失事象発生時の対応措置を記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。 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） 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑯と示す。 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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、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、低圧代替注水系（常設）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、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>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、復水移送ポンプ（2 台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。</p>	<p>③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉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。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプの起動、及び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。</p>	<p>相違理由⑳㉑㉒</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 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㉓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>柏崎は原子炉圧力容器への注水流量確保</p> <p>相違理由⑳㉑㉒ 相違理由㉓ 相違理由㉔ 東二は判断に必要な情報として数値を記載している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉕と示す。 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑨^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、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>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁 (B) を全閉後、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) を全開してスプレイを実施する。</p> <p>⑨^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、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>⑨^c 残留熱除去系 (C)、高圧炉心注水系 (B) 又は高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合</p> <p>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>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 次止め弁の全開操作) 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>⑦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) 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>なお、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、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に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>⑧発電長は、運転員等に代替淡水貯蔵槽の補給を指示する。</p>	<p>相違理由⑩ 相違理由⑬⑭⑮ 相違理由⑰ 相違理由⑱</p> <p>東二の残留熱除去系 C 系は注水機能のみであり、原子炉格納容器内へのスプレイ時は弁の切り替えは不要。原子炉格納容器内へのスプレイは必要な系統構成を実施し、原子炉圧力容器への注水と同時に行える。</p> <p>相違理由⑲</p> <p>相違理由⑲</p> <p>柏崎は吸込ラインの切替えで復水貯蔵槽の保有水量を最大限に使用する。 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 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>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内</u> <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内</u></p> <p><u>残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 :約 40分</u> <u>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合:約 25分</u> <u>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合:約 30分</u></p> <p><u>その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。</u></p> <p>なお、<u>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。</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><u>上記の操作は、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9分以内で可能である。</u></p> <p>なお、<u>発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等(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9分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由⑬⑭⑮⑯</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑬</p> <p>東二の代替淡水貯槽の補給については、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>相違理由⑳㉑㉒</p> <p>相違理由⑳㉑㉒</p> <p>東二は中央制御室のみの操作であるため記載なし。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p>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、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）<u>及び注入配管が使用可能な場合</u>^{*1}。</p> <p>※1: 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><u>ii. 操作手順</u></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 1.4.2 図及び第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.12 図及び第 1.4.18 図に、タイムチャートを第 1.4.13 図から第 1.4.17 図及び第 1.4.19 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><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p>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</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*1}。</p> <p>※1: 設備に異常がなく、燃料及び水源（<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><u>ii) 操作手順</u></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（<u>淡水/海水</u>）手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4-2 図及び第 1.4-4 図に、概要図を第 1.4-10 図及び第 1.4-12 図に、タイムチャートを第 1.4-11 図、第 1.4-13 図及び第 1.4-14 図に示す（<u>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① 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⑨ 相違理由⑩</p> <p>相違理由① 東二は手順名を記載</p> <p>相違理由⑨ 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>[交流電源が確保されている場合]</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現場運転員 C 及び D は、<u>MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は MUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</u> <u>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^b <u>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^c <u>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合</u> <u>中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。</u></p>	<p>【交流動力電源が確保されている場合】</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準備開始を指示する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>低圧代替注水系（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の受電操作を実施する。</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>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（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>相違理由⑧ 相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由㉓㉔ 相違理由⑧</p> <p>相違理由㉖</p> <p>相違理由㉓㉔㉗ 相違理由㉔ 相違理由㉘</p> <p>相違理由㉙ 原子炉圧力容器への注水流量確保 東二外部水源に係わる手順については、「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。 相違理由㉙</p> <p>相違理由㉙</p> <p>相違理由㉙</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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>⑦^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 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^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^d 高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^e 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員 C 及び D は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</u></p>	<p>⑥^a 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、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を全開とする。</u></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> <p>使用する系統と接続口の各組合せを毎に手順に整理する。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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、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。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、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。</u></p> <p>⑪緊急時対策要員は、<u>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。</u></p>	<p>⑥^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> <u>運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を全開とする。</u></p> <p>⑦発電長は、<u>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の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。</u></p> <p>⑧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) 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。</u></p> <p>⑨重大事故等対応要員は、<u>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、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を全開とし、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。</u></p> <p>⑩発電長は、<u>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。</u></p>	<p>使用する系統と接続口の各組合せを毎に手順に整理する。</p> <p>相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由⑳㉑</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑫^a 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合 <u>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。</u></p> <p>※<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁 (B) を全閉後、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) を全開してスプレイを実施する。</u></p> <p>⑫^b 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合 <u>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。</u></p> <p>⑫^c 残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 <u>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、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。</u></p>	<p>⑪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、<u>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発電長は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを<u>災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑳㉑⑮ 相違理由⑮</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>[全交流動力電源が喪失している場合]</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 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>④現場運転員 C 及び D は、<u>復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑤現場運転員 C 及び D は、<u>MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は MUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全閉操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</u> <u>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</u></p> <p>⑥^a <u>残留熱除去系(B)注入配管使用の場合</u> <u>現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系注入弁(B)及び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 <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> <u>現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系注入弁(A)及び残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^c <u>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合</u> <u>現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系注入弁(C)及び残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑥^d <u>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合</u> <u>現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(B)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。</u></p>	<p>【全交流動力電源が喪失している場合】</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準備開始を指示する。</u></p> <p>③運転員等は、<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⑳㉑</p> <p>相違理由㉓㉔ 相違理由㉖</p> <p>相違理由㉗</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量確保 東二外部水源に係わる手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>相違理由㉘</p> <p>相違理由㉙</p> <p>相違理由㉚</p> <p>相違理由㉛</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑥° 高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合 <u>現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁(C)及び高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦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、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。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力が可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)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。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、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緊急時対策要員は、<u>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。</u></p>	<p>④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>⑤^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> <u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、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>⑤^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> <u>運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を全開とする。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>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の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。</u></p> <p>⑦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)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。</u></p>	<p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩ 相違理由⑳㉑㉒</p> <p>相違理由⑩</p> <p>使用する系統と接続口の各組合せを毎に手順に整理する。</p> <p>使用する系統と接続口の各組合せを毎に手順に整理する。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑪^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 は、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。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (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</p> <p>中央制御室運転員 A は、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。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (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^c 残留熱除去系 (C) 及び高圧炉心注水系 (B), (C) 注入配管使用の場合</p> <p>中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が始まったことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。現場運転員 C 及び D は、中央制御室運転員の指示に基づき原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (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始まっ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、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、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を全開とし、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>⑨ 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>⑩ 運転員等は中央制御室にて、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) 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 発電長は、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水が始まったことを災害対策本部長代理に報告する。</p>	<p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑬⑭⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>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、交流電源が確保されている場合は 1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて、全交流動力電源が喪失している場合は 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の所要時間は以下のとおり。</p> <p>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約 25 分</p> <p>残留熱除去系(C)注入配管使用の場合：約 65 分</p> <p>高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合：約 30 分</p> <p>高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合：約 55 分</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作手順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。</p> <p>【交流動力電源が確保されている場合】</p> <p>【中央制御室からの操作（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）】（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>【中央制御室からの操作（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）】（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>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した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）】（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>【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した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）】（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>相違理由⑳㉑</p> <p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎は使用する注入配管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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p><u>[全交流動力電源が喪失している場合]</u> <u>残留熱除去系(A)注入配管使用の場合</u> : 約 135 分 <u>残留熱除去系(B)(C)注入配管使用の場合</u> : 約 85 分 <u>高圧炉心注水系(B)(C)注入配管使用の場合</u> : 約 75 分</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操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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> <u>緊急時対策要員 3 名にて実施した場合</u> : 約 125 分</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> <u>緊急時対策要員 4 名にて実施した場合</u> : 約 140 分</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> <u>緊急時対策要員 6 名にて実施した場合</u> : 約 330 分</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><u>【全交流動力電源が喪失している場合】</u> <u>【現場操作（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） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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、<u>215分以内で可能である。</u></p> <p><u>【現場操作（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） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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、<u>165分以内で可能である。</u></p> <p><u>【現場操作（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） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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、<u>535分以内で可能である。</u></p> <p><u>【現場操作（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） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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、<u>320分以内で可能である。</u></p>	<p>東二は水源と接続口に対して所要時間を示し、柏崎は使用する注入配管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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制において、上記の操作手順は、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。</p> <p><u>【中央制御室からの操作 (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)】 (水源：代替淡水貯槽)</u></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 8 名にて作業を実施した場合、215 分以内で可能である。</p> <p><u>【中央制御室からの操作 (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)】 (水源：西側淡水貯水設備)</u></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 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><u>【中央制御室からの操作 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した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)】 (水源：代替淡水貯槽)</u></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 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 (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)】 (水源：西側淡水貯水設備)</u></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 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。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している。室温は通常運転時と同程度である。</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⑧ 相違理由⑧ 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>給水・復水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において，代替循環冷却系が使用可能な場合*1。</u> <u>※1：設備に異常がなく，電源，冷却水及び水源（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>ii) <u>操作手順</u> <u>代替循環冷却系 A 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（代替循環冷却系 B 系による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4-2 図及び第 1.4-4 図に，概要図を第 1.4-15 図に，タイムチャートを第 1.4-16 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，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準備開始を指示する。</u></p> <p>② <u>運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系 A 系による原子炉圧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 系注入弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>③ <u>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。</u></p> <p>④ <u>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）バイパス弁を全閉とするとともに代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系 A 系テスト弁を全開とする。</u></p> <p>⑤ <u>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した後，発電長に報告する。</u></p> <p>⑥ <u>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 系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。</u></p> <p>⑦ <u>運転員等は中央制御室にて，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 系テスト弁の全閉操作を実施する。</u></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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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、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低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、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。</p> <p>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（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。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>i. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>ii. 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 1.4.2 図及び第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.20 図に、タイムチャートを第 1.4.21 図から第 1.4.24 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準備開始を指示する。</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。</u></p>	<p>(d) 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、<u>原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系</u>による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、<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>ii) 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1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-17図に、タイムチャートを第1.4-18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>消火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運転員等はタービン建屋にて、<u>補助ボイラ冷却水元弁を全閉とする。</u></p> <p>④発電長は、<u>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。</u></p> <p>⑤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する。</u></p>	<p>相違理由① 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ため記載。 柏崎は非常用炉心冷却系に含まれる。</p> <p>相違理由③ 東二は手順内で電源が確保されていることを確認する。 柏崎は手順内で電源の受電を実施する。</p> <p>相違理由⑫ 相違理由①</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑬⑭</p> <p>東二は手順内で電源が確保されていることを確認する。 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①⑬⑭ 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>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>③^a 残留熱除去系 (B) 又は残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合 <u>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。</u></p> <p>③^b 残留熱除去系 (C)、高圧炉心注水系 (B) 又は高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合 <u>現場運転員 E 及び F 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。</u></p> <p>④ 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>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。</u></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、<u>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 連絡弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^a 残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁 (B) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b 残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁 (A) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^c 残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系注入弁 (C) の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系注入弁 (C) の現場での手動全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^d 高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁 (B) の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^e 高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合 <u>中央制御室運転員 A 及び B は、高圧炉心注水系注入弁 (C) の全開操作を実施する。</u> <u>なお、電源が確保できない場合、現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系注入弁 (C) の現場での手動全開操作を実施する。</u></p> <p>⑧ 5 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。また、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>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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑩当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</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、残留熱除去系洗浄水弁 (B) の全開操作を実施する。</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、残留熱除去系洗浄水弁 (A) の全開操作を実施する。</p> <p>⑪^c 残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は、残留熱除去系洗浄水弁 (C) の全開操作を実施する。</p> <p>⑪^d 高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (B) の全開操作を実施する。</p> <p>⑪^e 高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合 現場運転員 C 及び D は、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (C) の全開操作を実施する。</p> <p>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、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。 ※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系注入弁 (B) を全閉後、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) を全開してスプレイを実施する。</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、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^c 残留熱除去系 (C)、高圧炉心注水系 (B) 又は高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉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>⑥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、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 B 系消火系ライン弁及び残留熱除去系 B 系注入弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑧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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。 なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系 B 系注入弁の全閉後、残留熱除去系 B 系 D / W スプレイ弁又は残留熱除去系 B 系 S / C スプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</p>	<p>相違理由①②③④⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑧②③⑦</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> <p>相違理由①⑧②③⑦</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び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約30分で可能である。</u></p> <p><u>残留熱除去系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4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約40分で可能である。</u></p> <p><u>高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4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>iii) 操作の成立性</p> <p><u>発電用原子炉運転中において、上記の操作は、運転員等(当直運転員)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><u>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</u></p> <p><u>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等(当直運転員)3名により実施し、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、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。</p> <p>(e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p><u>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、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、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、補給水系が使用可能な場合*1。</u></p> <p><u>※1: 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>相違理由① 相違理由⑯⑳㉑ 相違理由㉒</p> <p>相違理由⑯⑳㉑</p> <p>相違理由⑯⑳㉑</p> <p>東二は原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合を整理</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>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。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-19図に、タイムチャートを第1.4-20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、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水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、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><u>③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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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を全開とする。</u></p> <p><u>⑦運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を全開とする。</u></p> <p><u>⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を全開とする。</u></p> <p><u>⑨発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水準備のため、復水移送ポンプの起動を指示する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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開始を指示する。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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><u>なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイを実施場合は、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</u></p> <p>iii) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>発電用原子炉運転中において、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。</u></p> <p><u>なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</u></p> <p><u>さらに、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員4名により実施し、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。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>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 1.4.32 図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等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低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。<u>復水貯蔵槽</u>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。</p> <p>交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</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及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、<u>中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</u></p> <p>優先①：<u>残留熱除去系(B)注入配管（中央制御室からの操作が可能）</u></p> <p>優先②：<u>残留熱除去系(A)注入配管（中央制御室からの操作が可能）</u></p> <p>優先③：<u>残留熱除去系(C)注入配管</u></p> <p>優先④：<u>高圧炉心注水系(B)注入配管</u></p> <p>優先⑤：<u>高圧炉心注水系(C)注入配管</u></p>	<p>b. 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 1.4-35図に示す。</p> <p>外部電源、<u>常設代替交流電源設備</u>により交流動力電源が確保できた場合、<u>代替淡水貯蔵槽</u>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。<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系</u>、<u>補給水系</u>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。</p> <p>交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</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及びろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの使用可能を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ず復水貯蔵タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</u></p> <p>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、<u>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：<u>代替循環冷却系A系</u></p> <p>優先②：<u>代替循環冷却系B系</u></p>	<p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑧⑮</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>柏崎固有の記載</p> <p>相違理由⑧⑳</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由③</p> <p>設備系統の違いによる相違</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）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残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>なお、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。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>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 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（低圧注水系）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による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残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。</p> <p>なお、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関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>また、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関する手順等については、「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>i) 手順着手の判断基準</p> <p>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M/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水系）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</p> <p>※1：設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑫⑧</p> <p>相違理由⑥⑫</p> <p>相違理由⑤⑫</p> <p>相違理由⑫⑫</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑫⑫</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑫</p> <p>東二は受電経路具体的に示す。</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>残留熱除去系(B) (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系(A) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水手順も同様)。概要図を第 1.4.25 図に、タイムチャートを第 1.4.26 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>中央制御室運転員に残留熱除去系(B) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系(B) (低圧注水モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</u></p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B) (低圧注水モード) が使用可能か確認する。</u></p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</u></p> <p>⑤当直副長は、<u>原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に、残留熱除去系 (低圧注水モード) 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中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系注入弁(B)を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑦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開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。</u></p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水系) A系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (低圧注水系) B系又は残留熱除去系 (低圧注水系) C系による原子炉圧力容器への注水手順も同様)。概要図を第1.4-21図に、タイムチャートを第1.4-22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>運転員等に残留熱除去系 (低圧注水系) A系による原子炉圧力容器への注水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>残留熱除去系 (低圧注水系) A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。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に残留熱除去系 (低圧注水系) A系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</u></p> <p>④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、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系A系注入弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</u></p> <p>⑥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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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>相違理由① 相違理由⑧ 優先する号機の相違 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⑨</p> <p>相違理由⑭⑮⑯⑰ 相違理由⑱ 相違理由⑲⑳㉑㉒ 相違理由㉓ 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①㉔㉕㉖ 相違理由㉗㉘㉙</p> <p>相違理由㉚㉛㉜㉝ 相違理由㉞㉟㊱ 相違理由㊲㊳ 相違理由㊴</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>残留熱除去系注入弁(B)</u>を全閉後、<u>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</u>及び<u>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)</u>を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii. 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)</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水開始まで<u>15分以内</u>で可能である。 なお、<u>プラント停止中の運転員の体制</u>においては、中央制御室対応は<u>当直副長の指揮</u>のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。</p>	<p>なお、<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間</u>、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>残留熱除去系A系注入弁</u>を全閉後、<u>残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁</u>又は<u>残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁</u>を全開してスプレイを実施する。</p> <p>iii) 操作の成立性 <u>発電用原子炉運転中において</u>、上記の操作は、<u>運転員等(当直運転員)1名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉圧力容器への注水開始まで<u>2分以内</u>で可能である。 なお、<u>発電用原子炉停止中の当直要員の体制</u>においては、中央制御室対応は<u>発電長の指揮</u>のもと<u>運転員等(当直運転員)1名</u>にて作業を実施し、<u>作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内</u>で可能である。</p>	<p>相違理由① 相違理由⑩ 相違理由⑧</p> <p>相違理由① 東二は原子炉の状態を記載 相違理由①③⑧ 相違理由④ 相違理由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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>(b) <u>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水</u> <u>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による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低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器へ注水を実施する。</u> <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に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u> <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関する手順等については、「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>i) <u>手順着手の判断基準</u> <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により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2Cの受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</u> <u>※1：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）が確保されている状態。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。</u> <u>概要図を第1.4-23図に、タイムチャートを第1.4-24図に示す。</u> <u>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u> <u>②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ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。</u></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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>③運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプの起動操作を実施し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>④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、運転員等に低圧炉心スプレイ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>⑤運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁を全開として原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑥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炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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>iii) 操作の成立性</p> <p>発電用原子炉運転中において、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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p>なお、発電用原子炉停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと運転員等（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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>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 1.4.32 図に示す。</p> <p>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交流電源が確保できた場合、<u>原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、<u>代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</u></p> <p><u>発電用原子炉停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱を実施する。</u></p>	<p>b. 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 1.4-35 図に示す。</p> <p>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交流動力電源が確保できた場合、<u>残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、残留熱除去系海水系の運転が可能であれば低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>残留熱除去系海水系の運転ができない場合、<u>緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉圧力容器へ注水する。緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を実施する。</u></p>	<p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑫⑧</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑮</p> <p>柏崎は代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから並行して実施することを明記。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し<u>原子炉格納容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</u></p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。</u></p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレー及び<u>原子炉格納容器下部への注水に必要な流量 (140m³/h, 35~70m³/h) が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量 (30m³/h) が確保できる場合。</u></p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には<u>溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、<u>残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</u></p>	<p>(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し<u>ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。</u></p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。</p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」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）指示値の喪失により確認する。</u></p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレー及び<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量 (130m³/h, 80m³/h) が確保され、更に低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量 (14m³/h~50m³/h) が確保できる場合。</u></p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合には<u>原子炉格納容器内へのスプレーを優先する。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）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。</p>	<p>相違理由⑧ 相違理由⑧</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は各水温計兼デブリ落下検知用及び堆積検知用の検出器を設置し、水温の上昇又は指示値の喪失により原子炉圧力容器の破損を判断する。 柏崎は原子炉圧力、格納容器内圧力、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により判断する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑧ 設備設計の違いによる相違</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由①</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>なお、手順の対応フローを第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.7 図、タイムチャートは第 1.4.8 図と同様である。</p> <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) 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の所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合:12 分以内</u></p> <p><u>残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合:12 分以内</u></p> <p><u>その後、現場運転員 2 名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15 分以内で可能である。</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>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-8図、タイムチャートは第1.4-9図と同様である。</p> <p>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) 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9分以内で可能である。</u></p> <p>(b) <u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化※1により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系 (常設) が使用できず、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水が可能の場合※2。</u></p> <p>※1:「<u>原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化</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) 指示値の喪失により確認する。</u></p> <p>※2: <u>代替循環冷却系により原子炉格納容器内へのスプレイに必要な流量 (150m³/h) を確保し、さらに原子炉圧力容器への注水量 (100m³/h) が確保できる場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (c) 代替循環冷却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><u>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。概要図は第1.4-15図、タイムチャートは第1.4-16図と同様である。</u></p>	<p>相違理由⑨ 相違理由⑨</p> <p>相違理由① 相違理由⑳㉑ 相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑯</p> <p>東二の代替淡水貯槽の補給については、「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>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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能の場合^{*2}。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:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇</u>により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレイ及び<u>原子炉格納容器下部</u>への注水に必要な流量（140m³/h、35～70m³/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（30m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は<u>溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。</u></p> <p>ii. 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、<u>残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第 1.4.60 に示す。また、概要図は第 1.4.20 図、タイムチャートは第 1.4.21 図と同様である。</p> <p>iii. 操作の成立性</p> <p><u>残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名及び 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>iii) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、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>(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）<u>及び代替循環冷却系</u>が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能の場合^{*2}。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:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」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>※2: 原子炉格納容器内へのスプレイ及び<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>への注水に必要な流量（130m³/h、80m³/h）が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は<u>原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</u></p> <p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (d) 消火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。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-17図、タイムチャートは第1.4-18図と同様である。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p><u>上記の操作は、運転員等（当直運転員）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</u>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③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑧</p> <p>設備設計の違いによる相違</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⑯</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑳㉑㉒</p> <p>相違理由⑳㉑</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>(d) <u>補給水系による残存溶融炉心の冷却</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u></p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系が使用できず、補給水系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。</u></p> <p>※1：<u>「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」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。</u></p> <p>※2：<u>原子炉格納容器内へのスプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（130m³/h、80m³/h）が確保され、更に補給水系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（14m³/h～50m³/h）が確保できる場合。</u></p> <p><u>なお、十分な注水流量が確保できない場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを優先する。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u></p> <p><u>補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (e) 補給水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><u>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。また、概要図は第1.4-19図、タイムチャートは第1.4-20図と同様である。</u></p> <p>iii) <u>操作の成立性</u></p> <p><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。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<u>低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。</u></p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、<u>原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇</u>により確認する。</p> <p>※2: 原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量（<u>140m³/h、35～70m³/h</u>）が確保され、更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（<u>30m³/h</u>）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は<u>溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択</u>する。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却については、「(1)a.(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）」の操作手順<u>（交流電源が確保されている場合）</u>のうち、<u>残留熱除去系(B)注入配管又は残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様。ただし、MUWC 接続口内側隔離弁の操作については、リンク機構を取り外さず、MUWC 接続口内側隔離弁(B)の場合は屋外（緊急時対策要員）にて、MUWC 接続口内側隔離弁(A)の場合は非管理区域（運転員）にて遠隔手動弁操作設備を使用して行う。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4.6図に示す。また、概要図は第1.4.12図、タイムチャートは第1.4.17図及び第1.4.27図に示す。</p>	<p>(e) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、<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が可能な場合^{*2}。</u></p> <p>※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」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>※2: 原子炉格納容器内へのスプレー及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（<u>130m³/h、30m³/h～80m³/h</u>）が確保され、更に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（<u>14m³/h～50m³/h</u>）が確保できる場合。</p> <p>なお、十分な注水流量が確保できない場合は<u>原子炉格納容器内へのスプレーを優先</u>する。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（<u>淡水/海水</u>）については、「(1)a.(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）」の操作手順【<u>交流動力電源が確保されている場合</u>】と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.4-7図に示す。概要図は第1.4-10図、タイムチャートは第1.4-11図と同様である。</p>	<p>相違理由①</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。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑧</p> <p>設備設計の違いによる相違</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑧</p> <p>東二では操作手順に差異がないため記載していない</p> <p>相違理由⑨</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、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以下のとおり。</u></p> <p><u>残留熱除去系(A)(B)注入配管使用の場合：約 20 分</u></p> <p><u>また、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、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）による残存溶融炉心の冷却操作に必要な 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）による残存溶融炉心の冷却操作は、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで約 330 分で可能である。</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①</p> <p>相違理由②④</p> <p>東二は所要時間の中に注入配管の系統構成が含まれている</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>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</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>【中央制御室からの操作 (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)】 (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、215 分以内で可能である。</p> <p><u>【中央制御室からの操作 (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)】 (水源：西側淡水貯水設備)</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、140 分以内で可能である。</p> <p><u>【中央制御室からの操作 (低圧炉心スプレイ系配管を使用した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)】 (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 (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)】 (水源：西側淡水貯水設備)</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>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している。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㉑</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由㉓</p> <p>相違理由⑧</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>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 1.4.32 図に示す。</p> <p>代替交流電源設備等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低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。<u>復水貯蔵槽</u>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し、残存した熔融炉心を冷却する。</p> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、<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及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <p>低圧代替注水を実施する際の<u>注入配管</u>の選択は、<u>注水流量が多いものを優先して使用する</u>。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：<u>残留熱除去系(B)注入配管</u> 優先②：<u>残留熱除去系(A)注入配管</u></p>	<p>b. 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 1.4-35図に示す。</p> <p><u>常設代替交流電源設備</u>により交流動力電源が確保できた場合、<u>代替淡水貯蔵槽</u>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し、残存した熔融炉心を冷却する。<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>代替循環冷却系</u>、<u>消火系</u>、<u>補給水系</u>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し、残存した熔融炉心を冷却する。</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>また、<u>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち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を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ず復水貯蔵タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</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。</u>優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：<u>代替循環冷却系A系</u> 優先②：<u>代替循環冷却系B系</u></p>	<p>相違理由⑨ 相違理由⑧⑬ 相違理由⑮ 相違理由③④</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 相違理由⑧⑳ 相違理由④</p> <p>設備系統の違いによる相違</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>発電用原子炉停止中に低圧注水系が機能喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1)a.(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水」, 「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)」及び「1.4.2.1(1)a.(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の対応手順と同様である。</p> <p>なお, 手順の対応フローを第 1.4.5 図に示す。</p>	<p>1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 低圧代替注水</p> <p>発電用原子炉停止中に原子炉圧力容器への注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1) a. (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水」, 「1.4.2.1(1) a. (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)」, 「1.4.2.1(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」, 「1.4.2.1(1) a. (d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」及び「1.4.2.1(1) a. (e) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」の対応手順と同様である。</p> <p>なお, 手順の対応フローを第 1.4-5 図及び 1.4-6 図に示す。</p> <p>b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>(a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による崩壊熱除去機能が喪失した場合, 非常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系ポンプを起動して原子炉除熱を実施する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱ができない場合において, 原子炉冷却材浄化系が使用可能な場合^{※1}。</p> <p>※1: 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>ii) 操作手順</p> <p>原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4-25 図に, タイムチャートを第 1.4-26 図に示す。</p> <p>①発電長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員等に原子炉冷却材浄化系による原子炉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及び原子炉建屋付属棟にて, 原子炉保護系電源の復旧を実施する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて, 格納容器隔離を復旧する。</p>	<p>東二は表題を記載</p> <p>東二は原子炉停止中において高圧注水系の高圧炉心スプレイ系も期待するので原子炉圧力容器への注水としている。</p> <p>相違理由③④⑨</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系による原子炉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>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器温度調整弁の温度設定が40℃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、原子炉冷却材浄化系吸込弁が全開であることを確認する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系内側隔離弁、原子炉冷却材浄化系外側隔離弁及び原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を全開とする。</p> <p>⑧運転員等は、発電長に原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑨発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン仕切弁を全開とする。</p> <p>⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン調整弁を調整開とし、メカシールパージ流量を調整する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）を起動し、原子炉冷却材浄化系系統流量指示値の上昇を確認する。</p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とし、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を全閉とする。</p> <p>⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン仕切弁を全開とする。</p> <p>⑮運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン調整弁を調整開とし、メカシールパージ流量を調整する。</p> <p>⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）を起動し、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とする。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p>⑰運転員等は、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動が完了したことを発電長に報告する。</p> <p>⑱発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系再生熱交換器のバイパス運転による原子炉除熱を指示する。</p> <p>⑲運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁を全開とする。</p> <p>⑳運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁を全閉として、原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度指示値の上昇が緩和したことを確認し、発電長に報告する。</p> <p>iii) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員等（当直運転員）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冷却材浄化系による原子炉除熱開始まで202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。室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>c. 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1.4-35図に示す。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系により原子炉除熱する。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、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。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>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 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>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関する手順等は「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>i) 手順着手の判断基準</p> <p>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 M / C 2 C 又は M / C 2 D の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が 0.93MPa [gage] 以下の状態。</p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑧⑬</p> <p>相違理由⑤⑫⑰</p> <p>相違理由⑱⑧</p> <p>相違理由⑱</p> <p>他逐条に整理する内容を記載</p> <p>東二は受電経路具体的に示す。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑲</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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>残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系(A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱手順も同様)。概要図を第 1.4.28 図に、タイムチャートを第 1.4.29 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、運転員に残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱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、残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。</p> <p>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又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) が使用可能か確認する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプ S/P 水吸込隔離弁(B)、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B) を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁(B)、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)、残留熱除去系注入弁(B) の全開操作を実施する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) B系による発電用原子炉からの除熱手順も同様)。概要図を第1.4-27図に、タイムチャートを第1.4-28図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室及び原子炉屋付属棟にて、<u>原子炉保護系電源の復旧を実施する。</u></p> <p>③運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器隔離を復旧する。</u></p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていること、原子炉炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、<u>残留熱除去系 A系レグシールライン弁を全閉とする。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁を全閉とするとともに再循環系ポンプ (A) が停止していることを確認し、再循環系ポンプ (A) 出口弁を全閉とする。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁を全閉とする。</u></p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系外側隔離弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系内側隔離弁の全開操作を実施する。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由⑧⑩ 相違理由⑧⑩ 相違理由⑨ 相違理由⑳㉑㉒ 相違理由⑧⑩ 東二は原子炉保護系電源の復旧及び格納容器隔離の復旧操作を記載 相違理由⑧⑩㉑ 東二は判断基準で設定値以下であることを確認する。 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。 柏崎は本項⑤操作で実施 相違理由㉑㉒ 相違理由⑭ 系統構成の相違 柏崎は本項④操作で隔離弁を全開としている。</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>⑤現場運転員 C 及び D は、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B)吸込弁</u>、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B)吐出弁</u>、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B)最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。</u></p> <p>⑥現場運転員 E 及び F は、<u>残留熱除去系封水ポンプ(B)及び残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)の MCC 電源「切」操作を実施する</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>中央制御室運転員に残留熱除去系(B) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉から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>残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系(B)熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</u></p>	<p>⑨運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却注入弁を調整開とする。</u></p> <p>⑩運転員等は、<u>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系運転の準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑪発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) A系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。</u></p>	<p>東二は本項⑤操作で実施</p> <p>東二は残留熱除去系ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とし最低流量を確保した状態でポンプを起動することから、ミニフロー弁は開とならない。また、開になった場合においても中央制御室の状態表示で監視が可能であり、停止時冷却注入弁の流量上昇操作にて閉とすることが可能であるため隔離操作は実施しない。</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>柏崎は本項⑤操作で実施</p> <p>相違理由②③</p> <p>相違理由②③④⑩</p> <p>相違理由②③⑩ 相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②③ 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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始まで <u>20 分以内</u>で可能である。</p> <p><u>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</u>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>b. 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 <u>1.4.32 図</u>に示す。</p> <p>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交流電源が確保できた場合、<u>原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) により発電用原子炉からの除熱を実施する。</u></p> <p><u>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) により発電用原子炉からの除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、</u>低圧代替注水系 (常設) 等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</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) 3 名</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱開始まで <u>177 分以内</u>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、<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>b. 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 <u>1.4-35 図</u>に示す。</p> <p>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交流動力電源が確保できた場合、<u>残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) により発電用原子炉からの除熱を実施する。</u></p> <p><u>残留熱除去系海水系が運転できない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) により発電用原子炉からの除熱を実施する。緊急用海水系の運転ができない場合、</u>代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による発電用原子炉からの除熱を実施するが、<u>代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、</u>低圧代替注水系 (常設) 等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由㉑㉒</p> <p>相違理由㉓</p> <p>相違理由㉔</p> <p>相違理由㉕</p> <p>相違理由㉖</p> <p>相違理由㉗</p> <p>相違理由㉘</p> <p>相違理由㉙</p> <p>相違理由㉚</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>1.4.2.3 <u>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</u> による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、自動起動 (原子炉水位低 (レベル 1) 又はドライウェル圧力高) による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系 (低圧注水モード) を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第 1.4.30 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>に残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器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 及び B は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル 1) 又はドライウェル圧力高) により残留熱除去系ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、<u>当直副長</u>に残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、<u>中央制御室運転員</u>に残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>④中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル 1) 及び原子炉圧力低、又はドライウェル圧力高及び原子炉圧力低) により残留熱除去系注入弁が全開となったことを確認する。</p>	<p>1.4.2.3 <u>設計基準事故対処設備</u>による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉圧力容器への注水</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水系) が健全な場合は、自動起動 (原子炉水位異常低下 (レベル 1) 又はドライウェル圧力高) による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系 (低圧注水系) を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>給水・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、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) 以上に維持できない場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系 (低圧注水系) A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 (残留熱除去系 (低圧注水系) B系又は残留熱除去系 (低圧注水系) C系による原子炉圧力容器への注水手順も同様)。概要図を第1.4-29図に、タイムチャートを第1.4-30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>に残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉圧力容器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、手動起動操作、又は自動起動信号 (原子炉水位異常低下 (レベル 1) 又はドライウェル圧力高) により残留熱除去系ポンプ (A) が起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上となったことを確認後、<u>発電長</u>に残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</p> <p>③発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下となったことを確認後、<u>運転員等</u>に残留熱除去系 (低圧注水系) A系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、手動操作、又は自動起動信号 (原子炉水位異常低下 (レベル 1) 又はドライウェル圧力高) により残留熱除去系A系注入弁が全開となったことを確認する。</p>	<p>相違理由⑦</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑤, 信号名称の相違</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩⑨</p> <p>相違理由⑭⑮⑯</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑳㉑, 信号名称の相違</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑳㉑</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑳㉑, 信号名称の相違</p> <p>相違理由⑩, インターロックの相違</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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、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及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>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>※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、<u>残留熱除去系注入弁を全閉後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を全開してスプレイを実施する。</u></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）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</u></p>	<p>⑤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残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、<u>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>なお、<u>原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、残留熱除去系 A 系注入弁を全閉後、残留熱除去系 A 系 D / W スプレイ弁又は残留熱除去系 A 系 S / C スプレイ弁を全開としてスプレイを実施する。</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）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内で可能である。</u></p> <p>(2) <u>低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水</u></p> <p><u>低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル 1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</u></p> <p>a. <u>手順着手の判断基準</u></p> <p><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、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。</u></p> <p>b. <u>操作手順</u></p> <p><u>低圧炉心スプレイ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。概要図を第 1.4-31図に、タイムチャートを第1.4-32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、運転員等に低圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。</u></p> <p>②<u>運転員等は中央制御室にて、手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル 1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上となったことを確認後、発電長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。</u></p> <p>③<u>発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下となったことを確認後、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</u></p>	<p>相違理由⑳㉑ 相違理由㉒</p> <p>相違理由㉓ 相違理由㉔ 相違理由㉕</p> <p>相違理由㉖㉗ 相違理由㉘</p> <p>相違理由㉙</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.31 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、運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱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、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。</p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、手動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系注入弁が全開となったことを確認する。</p> <p>⑤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炉心スプレイ系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、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低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>c. 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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。</p> <p>(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様）。概要図を第1.4-33図に、タイムチャートを第1.4-34図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていることを状態表示等にて確認する。</p> <p>③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を全閉とする。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）入口弁を全閉とするとともに再循環系ポンプ（A）が停止していることを確認し、再循環系ポンプ（A）出口弁を全閉とする。</p>	<p>相違理由⑥</p> <p>相違理由①⑧</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑧⑩</p> <p>相違理由⑩⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑳⑳⑧</p> <p>相違理由①⑳⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>柏崎は本項④操作で実施</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：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 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、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプ S/P 水吸込隔離弁、残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁、残留熱除去系注入弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>④現場運転員 C 及び D は、<u>残留熱除去系封水ポンプ吸込弁、残留熱除去系封水ポンプ吐出弁、残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑤現場運転員 E 及び F は、<u>残留熱除去系封水ポンプ及び残留熱除去系最小流量バイパス弁の MCC 電源「切」操作を実施する。</u></p> <p>⑥中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p>⑦当直副長は、<u>中央制御室運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。</u></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）及び現場運転員 4 名にて操作を実施した場合、操作開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで 20 分以内で可能である。</u></p> <p>室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を全閉とする。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系外側隔離弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系内側隔離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>残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁の全開操作を実施するとともに残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁を調整開とする。</u></p> <p>⑧運転員等は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系運転の準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑨発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。</u></p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力指示値が上昇したことを残留熱除去系ポンプ吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱を開始する。</u></p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、<u>発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。</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）3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱開始まで177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>備考</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①②③⑦⑧⑪②④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由①②④③⑧⑪</p> <p>相違理由①②③⑦⑪</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由①②③⑦</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p> <p>相違理由②④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>復水貯蔵槽、防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>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。</p> <p>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>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る常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、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>操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>相違理由⑫⑳</p> <p>相違理由⑧⑮⑲</p> <p>東二は詳細な電源を明確にしている。相違理由③⑮ 相違理由⑥ 東二は詳細な電源を明確にしている。</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>

1.4 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	見出し記号の附番ルールの相違
2	相違理由②	東二は原子炉冷却材浄化系を原子炉除熱(自主対策設備)として使用する。
2	相違理由③	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可能な設備であるため、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。
3	相違理由④	東二は補給水系を原子炉注水設備(自主対策設備)として使用する。
3	相違理由⑤	東二は残留熱除去系が有する機能を明記している。
3	相違理由⑥	東二は低圧炉心スプレイ系が設置されており、原子炉注水設備として使用する。
4	相違理由⑦	東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。 柏崎では、設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置づけている。
4	相違理由⑧	設備名称の相違
6	相違理由⑨	図表番号の附番ルールの相違
7	相違理由⑩	東二は残留熱除去系熱交換器を流路に用いるため設備と位置付ける。 柏崎も東二同様に流路に用いるが、配管に含めることで残留熱除去系熱交換器は設備と位置付けない。
7	相違理由⑪	東二の残留熱除去系(低圧注水系)の原子炉圧力容器に注水は注水ノズルを使用している。 柏崎の残留熱除去系(低圧注水モード)残留熱除去系スパーージャ及び給水系スパーージャを使用している。
8	相違理由⑫	東二は残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の冷却水として、残留熱除去系海水系を設置している。なお、柏崎は原子炉補機冷却系を残留熱除去系冷却水として使用する。
8	相違理由⑬	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。
9	相違理由⑭	東二の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)は再循環系配管を使用する。 柏崎は再循環系としての配管は有しておらず、残留熱除去系として配管設置している。
10	相違理由⑮	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。
10	相違理由⑯	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。
10	相違理由⑰	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。
11	相違理由⑱	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。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.5.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備 (a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 c. 手順等</p> <p>1.5.2 重大事故等時の手順 1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合） 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 b. 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 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） 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. 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（現場操作） (3) 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 < 目次 ></p> <p>1.5.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備 (a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送 (b) 重大事故等対処設備</p> <p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備 (a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備 c. 手順等</p> <p>1.5.2 重大事故等時の手順 1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） 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 b. 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 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） 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. 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（現場操作） (3) 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。 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>東二は交流動力電源で統一</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</p> <p>a. <u>代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保</u></p> <p>b. <u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.5.2.3 <u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</u></p> <p>(1) <u>原子炉補機冷却系による補機冷却水確保</u></p> <p>1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</p> <p>a. <u>緊急用海水系による冷却水確保</u></p> <p>b. <u>代替残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <p>(2) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.5.2.3 <u>設計基準事故対処設備を使用した対応手順</u></p> <p>(1) <u>残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <p>1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>東二残留熱除去系冷却水の代替設備として、緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）、代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ）により残留熱除去系へ直接海水を送水する手段がある。</p> <p>柏崎は代替原子炉補機冷却系（代替原子炉補機冷却海水ポンプ、大容量送水車）を設置しており、代替原子炉補機冷却系により原子炉補機冷却系を間接的に冷却する手段と直接原子炉補機冷却系に海水を送水する手段がある。</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> <p>東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。柏崎では、設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけている。</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>東二は残留熱除去系の冷却水として残留熱除去系海水系、柏崎は原子炉補機冷却系を設置。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。 （1）炉心損傷防止 a）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。 （1）炉心損傷防止 a）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</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⑤と示す。</p> <p>東二は対処設備の本格的な設置工事前であることから方針を示し、他条文と整合を図る記載とした。</p>
<p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）、原子炉補機冷却系による冷却機能である。</u></p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系による冷却機能である。</u></p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5.1 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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備として、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）</u>，<u>原子炉補機冷却系</u>を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを<u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが</u>，設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.5.1図）。</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四十八条及び技術基準規則第六十三条（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><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）</u>が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>1.5.1 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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備として、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u>，<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）並びに残留熱除去系海水系</u>を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.5-1図）。</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、<u>技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十八条及び技術基準規則第六十三条（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。</u></p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u>，<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>が健全であれば<u>重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。</u></p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>相違理由⑤ 相違理由④⑤ 相違理由④</p> <p>相違理由③</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> <p>相違理由③⑤ 相違理由⑤ 相違理由③ 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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（原子炉停止時冷却モード）</u></p> <p>この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</u>による発電用原子炉からの除熱」にて整理する。</p> <p><u>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）</u>による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u></p> <p>・<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u></p> <p>これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「<u>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u>によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱」及び「<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整理する。</p> <p><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>である<u>原子炉補機冷却系</u>が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p><u>原子炉補機冷却系</u>による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>原子炉補機冷却海水ポンプ</u></p> <p>・<u>原子炉補機冷却水ポンプ</u></p> <p>・<u>原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ</u></p> <p>・<u>原子炉補機冷却系サージタンク</u></p> <p>・<u>原子炉補機冷却水系熱交換器</u></p> <p>・<u>海水貯留堰</u></p> <p>・<u>スクリーン室</u></p> <p>・<u>取水路</u></p> <p>・<u>補機冷却用海水取水路</u></p> <p>・<u>補機冷却用海水取水槽</u></p>	<p>・<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u></p> <p>この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u>による発電用原子炉からの除熱」にて整理する。</p> <p><u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>及び<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u></p> <p>・<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u></p> <p>これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>によるサブプレッション・プールの除熱」及び「<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整理する。</p> <p><u>設計基準事故対処設備</u>である<u>残留熱除去系海水系</u>が健全であれば<u>重大事故等対処設備</u>として<u>重大事故等の対処</u>に用いる。</p> <p><u>残留熱除去系海水系</u>による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系配管・弁</u></p> <p>・<u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>・<u>非常用取水設備</u></p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③④</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・非常用交流電源設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）</u>の故障を想定する。また、サポート系故障として、<u>原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源喪失</u>を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.5.1表に整理する。</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送</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>設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）</u>が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。</p>	<p>・非常用交流電源設備</p> <p>・<u>燃料給油設備</u></p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>の故障を想定する。また、サポート系故障として、<u>残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源喪失</u>を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.5-1表に整理する。</p> <p>a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送</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>設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。</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⑦と示す。</p> <p>相違理由⑤ 相違理由④</p> <p>相違理由⑥</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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「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"> ・格納容器圧力逃がし装置 <p>ii . 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</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。</p> <p>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で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系 <u>(W/W) 配管</u> ・弁 ・耐圧強化ベント系 <u>(D/W) 配管</u> ・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔手動弁操作設備 ・<u>遠隔空気駆動弁操作ポンベ</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管</u> ・弁 	<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「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"> ・格納容器圧力逃がし装置 <p>ii) 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</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），<u>残留熱除去系</u>（サプレッション・プール冷却系）及び<u>残留熱除去系</u>（格納容器スプレイ冷却系）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。</p> <p>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で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐圧強化ベント系配管・弁 ・<u>第一弁（S/C側）</u> ・<u>第一弁（D/W側）</u> ・耐圧強化ベント系<u>一次隔離弁</u> ・耐圧強化ベント系<u>二次隔離弁</u> ・遠隔<u>人力操作機構</u> 	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>第48条の記載に従い整理している。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、<u>真空破壊弁</u>を含む） ・不活性ガス系配管・弁 ・<u>非常用ガス処理系配管</u>・弁 ・<u>主排気筒（内筒）</u> ・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>常設代替直流電源設備</u> ・<u>可搬型直流電源設備</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>ウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）</u></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（以下「D/Wベント」という。）</u></p> <p>優先③：耐圧強化ベント系による <u>W/W</u>ベント</p> <p>優先④：耐圧強化ベント系による D/Wベント</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む） ・<u>真空破壊弁</u> ・不活性ガス系配管・弁 ・<u>原子炉建屋ガス処理系配管</u>・弁 ・<u>非常用ガス処理系排気筒</u> ・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>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</u>ベント</p> <p>優先②：格納容器圧力逃がし装置による <u>D/W側</u>ベント</p> <p>優先③：耐圧強化ベント系による <u>S/C側</u>ベント</p> <p>優先④：耐圧強化ベント系による <u>D/W側</u>ベント</p>	<p>相違理由⑤ 相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤</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⑩と示す。</p> <p>第48条の記載に従い整理 第48条の記載に従い整理 第48条の記載に従い整理 相違理由⑦</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤ 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>iii. 現場操作</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（<u>空気駆動弁</u>、<u>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最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、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及び耐圧強化ベント系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"> ・<u>遠隔手動弁操作設備</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作ポンベ</u> ・<u>遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁</u> 	<p>iii) 現場操作</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（<u>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最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、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プ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"> ・<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> ・<u>第二弁操作室遮蔽</u> ・<u>第二弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁）</u> 	<p>相違理由⑧ 相違理由⑨</p> <p>相違理由⑤ 東二は遠隔人力操作機構による操作にて、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ため、第二弁操作室を設置する。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑨ 相違理由⑨ 相違理由⑩ 相違理由⑩ 相違理由⑩ 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>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で使用する設備のうち、耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁、耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁、遠隔手動弁操作設備、遠隔空気駆動弁操作ポンペ、遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁、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)、不活性ガス系配管・弁、<u>非常用ガス処理系配管・弁</u>、<u>主排気筒 (内筒)</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及び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。</p> <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</u>、<u>遠隔空気駆動弁操作ポンペ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>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>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード)</u>の使用が不可能な場合においても最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送できる。</p> <p><u>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。</u></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>(b) 重大事故等対処設備</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、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>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で使用する設備のうち、耐圧強化ベント系配管・弁、<u>第一弁 (S/C側)</u>、<u>第一弁 (D/W側)</u>、<u>耐圧強化ベント系一次隔離弁</u>、<u>耐圧強化ベント系二次隔離弁</u>、<u>遠隔人力操作機構</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>不活性ガス系配管・弁</u>、<u>原子炉建屋ガス処理系配管・弁</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>現場操作で使用する設備のうち、<u>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>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>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)</u>、<u>残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)</u>及び<u>残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)</u>の使用が不可能な場合においても最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送できる。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤⑨</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑦</p> <p>48条の記載従い整理。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由①</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</p> <p>i. 代替原子炉補機冷却系による除熱</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系が故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、<u>代替原子炉補機冷却系</u>により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器ユニット ・大容量送水車（熱交換器ユニット用） ・代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ・ホース ・原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク ・残留熱除去系熱交換器 ・海水貯留堰 ・スクリーン室 ・取水路 ・<u>可搬型</u>代替交流電源設備 ・燃料補給設備 <p><u>代替原子炉補機冷却系</u>と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。</p>	<p>b. サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</p> <p>i) <u>緊急用海水系</u>による除熱</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系が故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、<u>緊急用海水系</u>により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。</p> <p><u>緊急用海水系</u>による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系配管・弁 ・緊急用海水系ストレーナ <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系配管・弁 ・残留熱除去系熱交換器 ・非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・燃料給油設備 <p><u>緊急用海水系</u>と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、<u>残留熱除去系</u>（サブプレッション・プール冷却系）及び<u>残留熱除去系</u>（格納容器スプレイ冷却系）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備により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。）を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。</p>	<p>相違理由②⑧</p> <p>相違理由④</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> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は常設である緊急海水系に給電する。柏崎は可搬型の熱交換器ユニットに給電する。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>東二では詳細の電源経路を記載。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</u> ・<u>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u> ・<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> <p>ii. <u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱</u></p> <p>上記「1.5.1(2)b.(a) i. <u>代替原子炉補機冷却系による除熱</u>」の代替原子炉補機冷却系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、<u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却系へ直接海水を送水する手段がある。</u></p> <p><u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる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>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ</u> ・<u>代替原子炉補機冷却海水ストレーナ</u> ・ホース ・<u>原子炉補機冷却系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> ・<u>海水貯留堰</u> ・<u>スクリーン室</u> ・<u>取水路</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・<u>移動式変圧器</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料補給設備</u> 	<p>残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）</u> ・<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u> ・<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u> ・常設代替交流電源設備 <p>ii) <u>代替残留熱除去系海水系による除熱</u></p> <p>上記「1.5.1(2)c.(a) ii) <u>緊急用海水系による除熱</u>」の緊急用海水系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、<u>代替残留熱除去系海水系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。</u></p> <p><u>代替残留熱除去系海水系による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>可搬型代替注水大型ポンプ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ホース ・<u>残留熱除去系海水系配管・弁</u> ・<u>緊急用海水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系熱交換器</u> ・<u>非常用取水設備</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設代替交流電源設備</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑧</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④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>東二では詳細な電源経路を記載。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプと併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、<u>サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u>及び格納容器スプレイ冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。</p> <p>残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> 	<p>代替残留熱除去系海水系と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u>及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。</p> <p>残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系） ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） ・常設代替交流電源設備 	<p>相違理由②⑦</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二では詳細な電源経路を記載</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>代替原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備のうち、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、代替原子炉補機冷却海水ストレーナ、ホース、原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク、残留熱除去系熱交換器、海水貯留堰、スクリーン室、取水路、可搬型代替交流電源設備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。</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系と併せて使用する設備のうち、常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）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、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる。</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"> ・<u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）</u> <p><u>原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を送水することから、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）と併せて使用することで最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第二代替交流電源設備</u> <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>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>緊急用海水系による除熱で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、残留熱除去系熱交換器、非常用取水設備、常設代替交流電源設備、燃料給油設備、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる。</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"> ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ、ホース</u> <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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）又は残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能となれば、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由②④⑤</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑩</p> <p>柏崎は原子炉補機冷却系淡水側に海水送水による熱交換器の破損等が発生する危惧、東二は敷地に遡上する津波によるアクセスルート復旧の危惧を記載。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、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1.5.1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1.5.2表，第1.5.3表）。</p>	<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員等※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>非常時運転手順書Ⅱ</u>（停止時徴候ベース）」、「<u>非常時運転手順書Ⅲ</u>（シビアアクシデント）」、「<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1.5-1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1.5-2表，第1.5-3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⑫と示す。</p> <p>対応手順書名を正確に記載 相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥ 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合）</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>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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) 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. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷^{※1}前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（279kPa[gage]）以下に維持できない場合。</p> <p>※1：「炉心損傷」は、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>1.5.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）</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>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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。</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>i) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷^{※1}前において、外部水源による原子炉格納容器内の冷却により、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+5.5mに到達した<u>場合</u>。</p> <p>※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。</p>	<p>東二は交流動力電源で統一</p> <p>格納容器ベント停止条件の違いによる記載内容の相違。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑭</p> <p>東二は対応フローに従いサプレッション・プール水位により格納容器ベントの準備を開始。柏崎は原子炉格納容器内の圧力により準備を開始する。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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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。手順対応フローを第1.5.3図に、概要図を第1.5.4図に、タイムチャートを第1.5.5図及び第1.5.6図に示す。</p> <p><u>〔W/Wベントの場合（D/Wベントの場合、手順⑧以外は同様）〕</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>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エル（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エル（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）。</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>③現場運転員 C 及び D 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電動弁の電源の受電操作を実施する。</u></p> <p>④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>⑤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>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。手順対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-4図に、タイムチャートを第1.5-5図に示す。</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>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、<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>③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電動弁の電源切替え操作を実施する。</u></p> <p>④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>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑤</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。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⑤</p> <p>相違理由⑭</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⑮と示す。</p> <p>相違理由⑭⑮</p> <p>相違理由⑭</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⑯と示す。</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>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、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>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮ 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>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧^a W/Wベントの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）</u> 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、<u>一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）</u> の全開操作を実施する。</p> <p>⑧^b D/Wベントの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>一次隔離弁（ドライウエル側）</u> 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、<u>一次隔離弁（ドライウエル側）</u> の全開操作を実施する。</p> <p>⑨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>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に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。</u> <u>また、当直長は原子炉格納容器内の圧力に関する情報を、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>⑬当直副長は、<u>格納容器ベント開始圧力（310kPa[gage]）に到達する時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、中央制御室運転員に格納容器ベント開始を指示する。</u></p>	<p>⑦^a S/C側ベントの場合 運転員等は<u>中央制御室にて、第一弁（S/C側）の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑦^b D/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、<u>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。</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>格納容器ベント判断基準であるサプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した後、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、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>⑪発電長は、<u>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。</u></p>	<p>相違理由⑤ 相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑭</p> <p>東二はサプレッション・プール水位とサプレッション・チェンバ圧力にて格納容器ベント開始を判断する。柏崎は格納容器内の圧力により判断する。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑰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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、二次隔離弁を調整開（流路面積約 70%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。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 70%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>なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の増開操作を実施する。</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及びフィルタ装置入口圧力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>⑯当直副長は、現場運転員に水素バイパスライン止め弁を全開するよう指示する。</p> <p>⑰現場運転員 C 及び D は、水素バイパスライン止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑱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>⑲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>⑫運転員等は中央制御室にて、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。</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）指示値の上昇を確認し、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>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、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>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>柏崎固有の操作 柏崎固有の操作 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⑫⑭⑮ 格納容器ベント停止条件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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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>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】</p> <p><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に到達し、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310kPa [gage] (1Pd) 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】</p> <p><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に到達し、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310kPa [gage] (1Pd) 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⑧</p> <p>東二は操作する弁毎に要員数と所要時間を整理する。</p> <p>東二は中央制御室操作であるため記載しない。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(b) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u> <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，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>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。</u> <u>概要図を第 1.5-6 図に，タイムチャートを第 1.5-7 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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</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>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(d) フィルタ装置水位調整（水張り）」にて整理。 （比較表ページ 36）</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二で新規配備する可搬型代替注水大型ポンプは，様々な手段に用いるため，使用目的を併記する。 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、<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。</u></p> <p>⑪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り送水を開始したことを発電長に報告する。</u></p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>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。</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>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(d) フィルタ装置水位調整（水張り）」にて整理。 （比較表ページ36）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、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名にて作業を実施した場合、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名にて作業を実施した場合、165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。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。</u></p>	<p>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(d) フィルタ装置水位調整（水張り）」にて整理。 （比較表ページ36）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(c) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 <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></p> <p>i) 手順着手の判断基準 <u>格納容器ベント停止可能^{※1}と判断した場合。</u> <u>※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，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で，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。</u></p> <p>ii) 操作手順 <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。</u> <u>概要図を第1.5-8図に，タイムチャートを第1.5-9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。 ②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。 ③災害対策本部長代理は，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。 ④重大事故等対応要員は，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。 ⑤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）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。</p>	<p>柏崎は「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</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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>柏崎は「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</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>iii) 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。</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内の不活性ガス（窒素）置換の場合】</p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、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内の不活性ガス（窒素）置換の場合】</p> <p>・現場対応を重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、115分以内で可能である。</p>	<p>柏崎は「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</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p><u>なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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。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を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>(d) <u>フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換</u></p> <p><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></p> <p><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p><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><u>ii) 操作手順</u></p> <p><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。</u></p> <p><u>概要図を第1.5-10図に、タイムチャートを第1.5-11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、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><u>②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><u>③重大事故等対応要員は、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に取り付け、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><u>④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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p>柏崎は「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</p> <p>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(f) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ」にて整理。 （比較表ページ40）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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内への不活性ガス（窒素）置換開始まで135分以内で可能である。</p> <p>なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(f) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ」にて整理。</p> <p>(比較表ページ40)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(e) <u>フィルタ装置スクラビング水移送</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、<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></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃※1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> ※1：<u>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。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> 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。なお、<u>水源から接続口への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> <u>概要図を第1.5-12図に、タイムチャートを第1.5-13図に示す。</u> 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水張りの準備開始を依頼する。</u> 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> 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> 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> 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>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(e) フィルタ装置水位調整（水抜き）」及び「1.5.2.1(1)a.(h) ドレン移送ライン窒素ガスパージ」にて整理。 （比較表ページ 39, 44）</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑥運転員等は中央制御室にて、フィルタベント装置移送ライン止め弁を全開とする。</p> <p>⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、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。</p> <p>⑧運転員等は、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。</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>⑯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>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り送水を開始したことを報告する。</p> <p>⑱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>⑲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>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(e) フィルタ装置水位調整（水抜き）」及び「1.5.2.1(1)a.(h) ドレン移送ライン窒素ガスページ」にて整理。 （比較表ページ 39, 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>⑳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>㉑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>㉒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>㉓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>㉔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>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>㉚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>㉛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>㉜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>㉝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>㉞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>㉟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>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(e) フィルタ装置水位調整（水抜き）」及び「1.5.2.1(1)a.(h) ドレン移送ライン窒素ガスパーズ」にて整理。 （比較表ページ 39, 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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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ビング水移送開始まで54分以内で可能である。</u></p> <p><u>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。</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：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名にて作業を実施した場合、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水張り】（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名にて作業を実施した場合、165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名にて作業を実施した場合、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><u>なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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。また、ホース等の接続を速やかに作業できるように、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。</u></p>	<p>柏崎は「1.5.2.1(1)a.(e) フィルタ装置水位調整（水抜き）」及び「1.5.2.1(1)a.(h) ドレン移送ライン窒素ガスパージ」にて整理。 （比較表ページ39,44）</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) <u>原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）</u></p> <p><u>残留熱除去系の機能が喪失し、格納容器圧力逃がし装置により大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する場合、空気駆動弁である一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）を全開とし、格納容器ベントラインを構成する必要がある、通常の駆動空気供給源である計装用圧縮空気系が喪失した状況下では遠隔空気駆動弁操作ポンベが駆動源となる。常設ポンベの圧力が低下した場合に、常設ポンベと予備ポンベを交換することで、一次隔離弁の駆動圧力を確保する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の系統構成及び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中、各隔離弁の駆動源である遠隔空気駆動弁操作ポンベの圧力が規定値以下となった場合。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）の手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5.7図に、タイムチャートを第1.5.8図に示す。</u></p> <p><u>[一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）遠隔空気駆動弁操作ポンベ交換]</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）遠隔空気駆動弁操作ポンベを、使用済みポンベから予備ポンベへの交換を指示する。</u></p> <p><u>②現場運転員C及びDは、予備ポンベを予備ボンベラックから運搬する。</u></p> <p><u>③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）操作空気ポンベ出口弁及びポンベ本体の弁を全閉とし、使用中ポンベを取り外し、予備ポンベを接続する。</u></p> <p><u>④現場運転員C及びDは、ポンベ本体の弁を全開とし、ポンベ接続部から一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作空気ポンベ出口弁までのリークチェックを実施する。</u></p> <p><u>⑤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）操作空気ポンベ出口弁を全開にする。</u></p> <p><u>⑥現場運転員C及びDは、使用済みポンベをボンベラックへ収納する。</u></p>		相違理由⑨

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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）遠隔空気駆動弁操作作用ポンベの交換完了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、予備ポンベの確保を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>[一次隔離弁（ドライウエル側）遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ交換]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に一次隔離弁（ドライウエル側）遠隔空気駆動弁操作作用ポンベを、使用済みポンベから予備ポンベへの交換を指示する。</p> <p>②現場運転員C及びDは、予備ポンベを予備ポンベラックから運搬する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、一次隔離弁（ドライウエル側）操作作用空気ポンベ出口弁及びポンベ本体の弁を全閉とし、使用中ポンベを取り外し、予備ポンベを接続する。</p> <p>④現場運転員C及びDは、ポンベ本体の弁を全開とし、ポンベ接続部から一次隔離弁（ドライウエル側）操作作用空気ポンベ出口弁までのリークチェックを実施する。</p> <p>⑤現場運転員C及びDは、一次隔離弁（ドライウエル側）操作作用空気ポンベ出口弁を全開にする。</p> <p>⑥現場運転員C及びDは、使用済みポンベをポンベラックへ収納する。</p> <p>⑦現場運転員C及びDは、一次隔離弁（ドライウエル側）遠隔空気駆動弁操作作用ポンベの交換完了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、予備ポンベの確保を緊急時対策本部に依頼する。</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ポンベ交換終了まで約45分可能である。</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>		相違理由⑦

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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。</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1.5.9図に、タイムチャートを第1.5.10図に示す。</u></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、緊急時対策要員へドレン移送ポンプ水張りを指示する。</u></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閉操作する。</p> <p>③緊急時対策要員は、<u>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>(d) <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1.5.11図に、タイムチャートを第1.5.12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>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p> <p>東二は「1.5.2.1(1)a.(b) 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22）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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緊急時対策要員は、フィルタ装置水位指示値が規定水位に到達したことを確認し、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>⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部へ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「1.5.2.1(1)a.(b) 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22）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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、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、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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「1.5.2.1(1)a.(b) 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22）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(e) <u>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1.5.13図に、タイムチャートを第1.5.14図に示す。</u></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>④緊急時対策本部は、<u>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。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>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。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>フィルタ装置水位指示値が通常水位に到達したことを確認後、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開操作する。</u></p>		<p>東二は「1.5.2.1(1)a.(e) 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30）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、緊急時対策本部へ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水位調整（水抜き）完了まで約150分で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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>(f) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ</p> <p>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ージを実施する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を停止した場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5.15図に、タイムチャートを第1.5.16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、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ージの準備の開始を指示する。</p> <p>②当直副長は、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ージの系統構成開始を指示する。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパー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。</p>		<p>東二は「1.5.2.1(1)a.(e) 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30）</p> <p>東二は「1.5.2.1(1)a.(d) 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28）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④当直長は、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ズの系統構成完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、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、窒素ガスパーズの準備完了を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパーズの開始を指示する。</p> <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ズの開始を報告する。</p> <p>⑧緊急時対策本部は、窒素ガスパーズ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、窒素ガスパーズ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、緊急時対策本部へ窒素ガスパーズ完了を報告する。</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操作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、窒素ガスパーズ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「1.5.2.1(1)a.(d) 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 28）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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) フィルタ装置スクラバ水 pH 調整</p> <p>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。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>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。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>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 1.5.17 図に、タイムチャートを第 1.5.18 図に示す。</p>		<p>東二は「1.5.2.1(1)a.(d) 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 28）</p> <p>東二はベント開始後7日間はスクラビング水の水位調整が不要のため、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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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。</p> <p>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。</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への薬液補給の開始を指示する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <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、緊急時対策本部へ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 6 名にて作業を実施した場合、作業開始の判断を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、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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>東二はベント開始後 7 日間はスクラビング水の水位調整が不要のため、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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(h) <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、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></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u> <u>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。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u> <u>ドレン移送ライン窒素ガスパージの概要は以下のとおり。概要図を第1.5.19図に、タイムチャートを第1.5.20図に示す。</u> 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。</u> ②緊急時対策要員は、<u>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。</u> ③緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に窒素ガスの供給開始を指示する。</u> ④緊急時対策要員は、<u>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。</u> ⑤緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に窒素ガスの供給停止を指示する。</u> ⑥緊急時対策要員は、<u>FCVSフィルタベント装置ドレンラインN2パージ用元弁を全閉操作し、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閉操作し、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。</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ドレン移送ライン窒素ガスパージ完了まで約135分で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</u></p>		<p>東二は「1.5.2.1(1)a.(e) 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30）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>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>(i) <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。</u></p> <p>i. <u>手順着手の判断基準</u> <u>ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合。</u></p> <p>ii. <u>操作手順</u> <u>ドレンタンク水抜きの概要は以下のとおり。概要図を第1.5.21図に、タイムチャートを第1.5.22図に示す。</u></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>		<p>東二は「1.5.2.1(1)a.(e) 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30) 東二はドレンタンクがないため、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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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ドレンタンク水抜き完了まで約80分で可能である。なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。</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>b. 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</p> <p>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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減圧及び除熱</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷^{*1}前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(279kPa[gage])以下に維持できない場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{*2}した場合。</p> <p>※1:「炉心損傷」は、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:「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。</p>	<p>b. 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</p> <p>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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。</p> <p>(a) 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</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷^{*1}前において、外部水源による原子炉格納容器内の冷却により、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+5.5mに到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{*2}した場合。</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:「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。</p>	<p>東二はドレンタンクがないため、記載なし。</p> <p>相違理由②⑭ 格納容器ベント停止判断基準の相違。 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>東二は使用できる設備を具体的に記載 相違理由⑬ 相違理由⑤⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第 1.5.3 図に、概要図を第 1.5.23 図に、タイムチャートを第 1.5.24 図及び第 1.5.25 図に示す。</p> <p><u>〔W/W ベントの場合（D/W ベントの場合、手順⑩以外は同様）〕</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>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（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の準備を開始するよう指示する）。</u></p> <p>②当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベント系による除熱準備開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>③現場運転員 C 及び D は、<u>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>④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>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、<u>格納容器ベント前の確認として、AC 系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。</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>⑦現場運転員 C 及び D は、<u>フィルタ装置入口弁操作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>⑧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、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。</u></p> <p>⑨現場運転員 C 及び D は、<u>耐圧強化ベント弁操作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>ii) 操作手順</p> <p>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手順の概要は以下のとおり。 手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-14図に、タイムチャートを第1.5-15図に示す。</p> <p><u>【S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑧以外は同様）】</u></p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、耐圧強化ベント系による 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、耐圧強化ベント系による格納容器ベントによる除熱準備開始を災害対策部長代理に報告する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、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、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等により確認する。</p> <p>⑤運転員等は、格納容器ベント前の確認として、<u>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、不活性ガス系隔離信号の除外操作を実施する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系排風機（A）及び（B）の操作スイッチ隔離操作、非常用ガス処理系フィルタトレイン（A）出口弁及び非常用ガス処理系フィルタトレイン（B）出口弁の全閉操作、並びに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、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁、換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>計器用空気系系統圧力指示値が約0.52MPa [gage] 以下の場合は又は計器用空気系系統圧力指示値が確認できない場合は、バックアップ窒素供給弁を全開とする。</u></p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑫⑭⑮⑯</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、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圧力指示値の低下により確認し、<u>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> <p>⑲当直副長は、<u>現場運転員に水素バイパスライン止め弁を全開するよう指示する。</u></p> <p>⑳現場運転員 C 及び D は、<u>水素バイパスライン止め弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>㉑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な場合は、<u>一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側又はドライウエル側）の全閉操作を実施し、耐圧強化ベント系による格納容器ベントを停止する。二次隔離弁を全閉後、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>⑭運転員等は中央制御室にて、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ドライウエ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、<u>発電長に報告する。また、発電長は、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災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑮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、<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、並びに運転員等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、耐圧強化ベント系による格納容器ベントを停止する。</u></p>	<p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>柏崎固有の操作 柏崎固有の操作</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>判断基準を東二は詳細に記載</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) <u>原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）</u></p> <p><u>残留熱除去系の機能が喪失し、耐圧強化ベント系により大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する場合、空気駆動弁である一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）及び耐圧強化ベント弁を全開とし、格納容器ベントラインを構成する必要があり、通常の駆動空気供給源である計装用圧縮空気系が喪失した状況下では遠隔空気駆動弁操作ポンベが駆動源となる。常設ポンベの圧力が低下した場合に、常設ポンベと予備ポンベを交換することで、一次隔離弁及び耐圧強化ベント弁の駆動圧力を確保する。</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>耐圧強化ベント系の系統構成及び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を実施中、各隔離弁の駆動源である遠隔空気駆動弁操作ポンベの圧力が規定値以下となった場合。</u></p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p><u>原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）の手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5.7図に、タイムチャートを第1.5.8図に示す。</u></p> <p><u>〔一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）遠隔空気駆動弁操作ポンベ交換〕</u></p> <p><u>操作手順については、「1.5.2.1(1)a. (b)原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>〔一次隔離弁（ドライウェル側）遠隔空気駆動弁操作ポンベ交換〕</u></p> <p><u>操作手順については、「1.5.2.1(1)a. (b)原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンベ）」の操作手順と同様である。</u></p> <p><u>〔耐圧強化ベント弁遠隔空気駆動弁操作ポンベ交換〕</u></p> <p><u>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に耐圧強化ベント弁遠隔空気駆動弁操作ポンベを、使用済みポンベから予備ポンベへの交換を指示する。</u></p> <p><u>②現場運転員C及びDは、予備ポンベを予備ポンベラックから運搬する。</u></p> <p><u>③現場運転員C及びDは、耐圧強化ベント弁操作空気ボンベ出口弁及びポンベ本体の弁を全閉とし、使用中のポンベを取り外し、予備ポンベを接続する。</u></p> <p><u>④現場運転員C及びDは、ポンベ本体の弁を全開とし、ポンベ接続部から耐圧強化ベント弁操作空気ボンベ出口弁までのリークチェックを実施する。</u></p>		<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。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑤現場運転員C及びDは、<u>耐圧強化ベント弁操作空気ポンベ出口弁を全開にする。</u></p> <p>⑥現場運転員C及びDは、<u>使用済みポンベをボンベラックへ収納する。</u></p> <p>⑦現場運転員C及びDは、<u>耐圧強化ベント弁遠隔空気駆動弁操作ポンベの交換終了を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、予備ポンベの確保を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <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ポンベ交換終了まで約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。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。</u></p> <p>(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）</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>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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な場合は、<u>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>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><u>全交流動力電源喪失時は、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>(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）</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>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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>なお、<u>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><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は、現場手動にて系統構成を行う。</u></p>	<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。</p> <p>相違理由⑭ 東二は判断基準を詳細に記載。</p> <p>相違理由⑮⑭</p> <p>相違理由⑭ 柏崎は系統構成を事前に実施する。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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> <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> <u>炉心損傷^{※1} 前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（279kPa[gage]）以下に維持できない場合。</u></p> <p>※1：<u>「炉心損傷」は、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>ii. 操作手順</u> <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の手順は以下のとおり。手順対応フローを第1.5.3図に、概要図を第1.5.26図に、タイムチャートを第1.5.27図及び第1.5.28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⑨以外は同様）]</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>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>②現場運転員E及びFは、<u>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>(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^{※1} 前において、全交流動力電源喪失時に外部水源による原子炉格納容器内の冷却により、サブプレッション・プール水位が上昇し、サブプレッション・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>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> <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手順の概要は以下のとおり。手順対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-16図に、タイムチャートを第1.5-17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>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>②災害対策本部長代理は、<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>相違理由⑧ 柏崎は現場での系統構成が必要である</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑤⑬</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>③当直副長は、<u>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（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 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>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>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>⑦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、耐圧強化ベント弁、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、並びにフィルタ装置入口弁の全閉を確認する。</u></p> <p>⑧現場運転員 E 及び F 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一隔離弁及び換気空調系第一隔離弁の全閉を確認する。</u></p> <p>⑨^a W/W ベントの場合 <u>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する。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）操作用空気供給弁を現場で手動開し、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）を中央制御室の操作にて全開する手段がある。更に一次隔離弁（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を全閉、一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）操作用空気供給弁及び一次隔離弁（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（サブプレッション・チェンバ側）を全開する手段がある。</u></p>	<p>③発電長は、<u>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>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>相違理由⑤⑭</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨^b D/W ベントの場合 現場運転員 C 及び D は、一次隔離弁（ドライウエル側）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、一次隔離弁（ドライウエル側）操作用空気供給弁を現場で手動開し、一次隔離弁（ドライウエル側）を中央制御室の操作にて全開する手段がある。更に一次隔離弁（ドライウエル側）逆操作用空気排気側止め弁を全閉、一次隔離弁（ドライウエル側）操作用空気供給弁及び一次隔離弁（ドライウエル側）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、一次隔離弁（ドライウエル側）を全開する手段がある。</p> <p>⑩現場運転員 C 及び D は、フィルタベント大気放出ラインドレン弁を全閉とし、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>⑪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>⑫当直副長は、原子炉格納容器内の圧力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に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、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。</p> <p>⑭当直副長は、格納容器ベント開始圧力（310kPa[gage]）に到達する時間、弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。</p> <p>⑮現場運転員 C 及び D は、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 70% 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。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 70% 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。 なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の増開操作を実施する。</p>	<p>⑦^b D/W 側ベントの場合 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。</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>⑩発電長は、格納容器ベント判断基準であるサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した後、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、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。</p> <p>⑪発電長は、重大事故等対応要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>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>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑬⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>東二は全開する手順である。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、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及びフィルタ装置入口圧力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>⑰当直副長は、現場運転員に水素バイパスライン止め弁を全開するよう指示する。</p> <p>⑱現場運転員 C 及び D は、水素バイパスライン止め弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑲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>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>㉑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>㉒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>㉓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>iii. 操作の成立性 上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 4 名にて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 70 分で可能である。</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）指示値の上昇を確認し、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>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>iii) 操作の成立性 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>	<p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>柏崎固有の操作 柏崎固有の操作 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⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑧ 相違理由⑤⑫⑭⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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。</p> <p>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>室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>・現場からの第一弁（S／C側）操作の場合 <u>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。</u></p> <p>・現場からの第一弁（D／W側）操作の場合 <u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>・現場操作（第二弁）遠隔操作不可の場合 <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、75分以内で可能である。</u></p> <p>【S／C側ベント】 <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に到達し、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310kPa [gage] (1Pd) に到達後、第二弁操作を現場にて実施した場合、75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：200分以内）</u></p> <p>【D／W側ベント】 <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に到達し、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310kPa [gage] (1Pd) に到達後、第二弁操作を現場にて実施した場合、75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：215分以内）</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。</p> <p>遠隔人力操作機構については、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。</p> <p>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>相違理由⑤⑫⑭⑮ 東二は中央制御室から遠隔操作できない場合を記載。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤⑭</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<p>(b) <u>フィルタ装置スクラビング水補給</u> <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に到達する前までに、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> <u>なお、操作手順については、「1.5.2.1(1) a. (b) 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。</u></p> <p>(c) <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、「1.5.2.1(1) a. (c) 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>(d) <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、「1.5.2.1(1) a. (d) 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>(e) <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、「1.5.2.1(1) a. (e) 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>柏崎は「1.5.2.1(2)b.(c) フィルタ装置水位調整（水張り）」にて整理。 （比較表ページ59）</p> <p>柏崎は「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</p> <p>柏崎は「1.5.2.1(2)b.(e) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパーージ」にて整理。 （比較表ページ59）</p> <p>柏崎は「1.5.2.1(2)b.(d) フィルタ装置水位調整（水抜き）」及び「1.5.2.1(2)b.(g) ドレン移送ライン窒素ガスパーージ」にて整理。 （比較表ページ59,60）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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> 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。 なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a.(c)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。</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、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。 なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a.(d)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>(d) <u>フィルタ装置水位調整（水抜き）</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。 なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a.(e)フィルタ装置水位調整（水抜き）」の操作手順と同様である。</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。 なお、操作手順については、「1.5.2.1(1)a.(f)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。</p>		<p>設備及び体制の違いによる記載内容の相違。</p> <p>東二は「1.5.2.1(2)b.(b) 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58）</p> <p>東二は「1.5.2.1(2)b.(e) 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58）</p> <p>東二は「1.5.2.1(2)b.(d) 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58）</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、「1.5.2.1(1)a. (g)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ズ</u> <u>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ズを実施し、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、「1.5.2.1(1)a. (h)ドレン移送ライン窒素ガスパーズ」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、「1.5.2.1(1)a. (i)ドレンタンク水抜き」の操作手順と同様である。</u></p>		<p>東二はベント開始後7日間はスクラビング水の水位調整が不要のため、記載なし。</p> <p>東二は「1.5.2.1(2)b. (e) 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58）</p> <p>東二はドレンタンクがないため、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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</p> <p>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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>全交流動力電源喪失時は、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。</p> <p>(a) 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（現場操作）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p><u>〔原子炉建屋原子炉区域の系統構成〕</u></p> <p>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。</p> <p><u>〔格納容器ベント準備〕</u></p> <p>炉心損傷^{*1}前において、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（279kPa〔gage〕）以下に維持できない場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{*2}した場合。</p> <p>※1:「炉心損傷」は、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:「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。</p>	<p>b. 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（現場操作）</p> <p>残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。</p> <p>また、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。</p> <p>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は、現場手動にて系統構成を行う。</p> <p>(a) 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（現場操作）</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷^{*1}前において、全交流動力電源喪失時の場合に外部水源による原子炉格納容器内の冷却により、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+5.5mに到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{*2}した場合。</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:「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。</p>	<p>相違理由⑤⑬⑭</p> <p>相違理由⑭ 柏崎は事前に系統構成を実施する。</p> <p>相違理由⑧ 柏崎は表題を記載。</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑤⑬⑭</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5.3図に、概要図を第1.5.29図に、タイムチャートを第1.5.30図及び第1.5.31図に示す。</p> <p>[W/Wベントの場合（D/Wベントの場合、手順⑩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、原子炉建屋原子炉区域の系統構成を現場運転員に指示する。</p> <p>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。</p> <p>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、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（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の準備を開始するよう指示する）。</p> <p>④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除熱準備開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>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。</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。</p> <p>⑦現場運転員E及びFは、格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系第一隔離弁、換気空調系第一隔離弁の全閉を確認する。</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、フィルタ装置入口弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全閉とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、フィルタ装置入口弁の駆動空気を確保し、フィルタ装置入口弁を中央制御室の操作により全閉する手段がある。</p> <p>更にフィルタ装置入口弁逆操作空気排気側止め弁を全閉、フィルタ装置入口弁操作空気ポンプ出口弁及びフィルタ装置入口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、フィルタ装置入口弁を全閉する手段がある。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>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手順の概要は以下のとおり。手順対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-18図に、タイムチャートを第1.5-19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⑥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、耐圧強化ベント系による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、耐圧強化ベント系による格納容器ベントによる除熱準備開始を災害対策部長代理に報告する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系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。</p> <p>④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、非常用ガス処理系排風機（A）及び（B）の操作スイッチ隔離操作、並びに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、原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁、換気空調系二次隔離弁の全閉を確認する。</p> <p>⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系フィルタトレイン（A）出口弁及び非常用ガス処理系フィルタトレイン（B）出口弁の全閉とする。</p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑤ 柏崎固有の操作</p> <p>柏崎固有の操作</p> <p>相違理由⑤⑭</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>柏崎固有の操作</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨現場運転員 C 及び D は、<u>耐圧強化ベント弁を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、耐圧強化ベント弁の駆動空気を確保し、耐圧強化ベント弁を中央制御室の操作により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^a W/W ベントの場合 <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）を遠隔手動弁操作設備による操作で全開とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）操作空気供給弁を現場で手動開し、一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）を中央制御室の操作にて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>⑩^b D/W ベントの場合 <u>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とする。また、遠隔手動弁操作設備による操作以外の手段として、直流電源が健全である場合は、一次隔離弁（ドライウエル側）操作空気供給弁を現場で手動開し、一次隔離弁（ドライウエル側）を中央制御室の操作にて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（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>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準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p>	<p>⑥^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>⑥^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>⑦運転員等は、<u>耐圧強化ベント系による格納容器ベント準備完了を発電長に報告する。</u></p> <p>⑧発電長は、<u>耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p>	<p>柏崎と操作順の相違</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑬当直副長は、原子炉格納容器内の圧力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に関する情報を、緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑭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開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑮当直副長は、格納容器ベント開始圧力（310kPa[gage]）に到達する時間、弁操作に必要な時間、原子炉格納容器内の圧力上昇率を考慮し、運転員に耐圧強化ベント系による格納容器ベント開始を指示する。</p> <p>⑯現場運転員 C 及び D は、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 70% 開）とし、耐圧強化ベント系による格納容器ベントを開始する。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 70% 開）とし、耐圧強化ベント系による格納容器ベントを開始する。なお、原子炉格納容器内の圧力に低下傾向が確認されなかった場合は、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の増開操作を実施する。</p> <p>⑰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が開始されたことを格納容器内圧力指示値の低下により確認し、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。</p> <p>⑱当直副長は、現場運転員に水素バイパスライン止め弁を全開するよう指示する。</p> <p>⑲現場運転員 C 及び D は、水素バイパスライン止め弁の全開操作を実施する。</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>⑨発電長は、格納容器ベント判断基準であるサプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した後、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、耐圧強化ベント系による格納容器ベント開始を災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑩発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベント開始を指示する。</p> <p>⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を遠隔人力操作機構にて全開とし、耐圧強化ベント系による格納容器ベントを開始する。</p> <p>⑫運転員等は中央制御室にて、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、発電長に報告する。また、発電長は、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災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>⑬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、並びに運転員等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>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑬⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮ 東二は弁を全開とする運用</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑤⑫⑭⑮ 東二は停止判断基準を記載</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>②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>③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>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原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約135分で可能である。</p>	<p>⑭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>iii) 操作の成立性</p> <p>格納容器ベント準備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>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場からの耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁操作の場合 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、62分以内で可能である。 <p>【S／Cベントの場合】</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に到達し、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) に到達後、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の操作を現場にて実施した場合、62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：187分以内）</p>	<p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑧</p> <p>東二は操作する弁毎に要員数及び所要時間を整理している。</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等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1.5.37図に示す。</p> <p>残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の除熱を実施する。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の除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系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及び耐圧強化ベント系を用いて、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 <u>W/W</u> を経由する経路を第一優先とする。<u>W/W</u> ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、<u>D/W</u> 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><u>【D/Wベントの場合】</u></p> <p><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に到達し、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310kPa [gage] (1Pd) に到達後、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の操作を現場にて実施した場合、62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：202分以内）</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。</p> <p>室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等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1.5-26図に示す。</p> <p>残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の<u>減圧及び除熱</u>を実施する。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の<u>減圧及び除熱</u>を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系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<u>又は耐圧強化ベント系</u>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 <u>S/C側ベント</u> を第一優先とする。<u>S/C側ベント</u> ラインが水没等の理由で使用できない場合は、<u>D/W</u> 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>東二は操作する弁毎に要員数及び所要時間を整理している。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由⑤⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</p> <p>a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保</p> <p><u>原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び使用済燃料プールの除熱ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系を用いた補機冷却水確保のため、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を供給する。</u></p> <p>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残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却系を使用できない場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保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1.5.2図に、概要図を第1.5.32図に、タイムチャートを第1.5.33図に示す。</p> <p>i. 運転員操作</p> <p>（本手順はA系使用の場合であり、B系使用時については<u>手順⑥を除いて同様である。</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<u>代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。</u></p>	<p>1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順</p> <p>(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</p> <p>a. 緊急用海水系による冷却水確保</p> <p><u>残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなるため、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系により冷却水を供給する。</u></p> <p>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残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系を使用できない場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>緊急用海水系A系による冷却水確保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1.5-3図に、概要図を第1.5-20図に、タイムチャートを第1.5-21図に示す。</p> <p>（本手順はA系使用の場合であり、B系使用時についても同様である。）</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<u>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>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>東二の残留熱除去系は海水直接冷却のため、使用済燃料プールの除熱は原子炉補機冷却系を使用している。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>柏崎は表題を記載</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由②⑫⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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>		相違理由②⑭
<p>③現場運転員C及びDは、代替原子炉補機冷却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>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確保に必要な電動弁の電源切替え操作を実施する。</p>	相違理由②⑤⑫⑭⑮
<p>④中央制御室運転員A及びBは、代替原子炉補機冷却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>③運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水確保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>	相違理由②⑤⑫⑭⑮
<p>⑤中央制御室運転員A及びBは、代替原子炉補機冷却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1.5.32図参照）</p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。</p> <p>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。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水確保の中央制御室側系統構成である残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）及び残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁の全閉操作を実施し、発電長に報告する。</p>	東海固有の操作 東海固有の操作 相違理由②⑫⑭⑮
<p>⑥現場運転員C及びDは、代替原子炉補機冷却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1.5.32図参照）B系使用時は、熱交換器ユニットの繋ぎ込み箇所が、原子炉補機冷却水系熱交換器（B/E）冷却水出口弁の後になるため、原子炉補機冷却水系熱交換器（B/E）冷却水出口弁については系統構成対象外とする。（A系使用時は、原子炉補機冷却水系熱交換器（A/D）冷却水出口弁の前に繋ぎこむ）</p>		相違理由②⑭
<p>⑦現場運転員C及びDは、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第1.5.32図参照）</p>		相違理由②⑭
<p>⑧緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却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>		相違理由②⑭
<p>⑨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>		相違理由②⑭
<p>⑩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>		相違理由②⑭

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>ii. 緊急時対策要員操作（補機冷却水供給）</p> <p>①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。</p> <p>②緊急時対策要員は、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）等の健全性確認を行う。</p> <p>③緊急時対策要員は、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）等を荒浜側又は大湊側高台資機材置場からタービン建屋近傍屋外に移動させる。</p> <p>④緊急時対策要員は、可搬型の主配管（淡水用ホース及び海水用ホース）の敷設及び接続を行う。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A 及び B と連絡を密にし、熱交換器ユニット等の淡水側の水張りのため代替冷却水供給止め弁の開操作を行う。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び代替冷却水戻り止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、可搬型代替交流電源設備の起動操作を行う。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の海水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。</p> <p>⑫緊急時対策要員は、熱交換器ユニット等の海水側の水張りのため大容量送水車（熱交換器ユニット用）を起動させる。</p> <p>⑬緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。</p> <p>⑭緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。</p> <p>⑮緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に熱交換器ユニットによる補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑯緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A 及び B と連絡を密にし、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、補機冷却水の供給を行う。</p> <p>⑰緊急時対策要員は、熱交換器ユニット出口流量調整弁の開操作を行い、代替 RCW ポンプ吐出圧力指示値が規定値となるよう開度を調整する。</p>	<p>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、冷却水の供給を行う。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（A）の全開操作を行い、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）指示値の上昇を確認する。</p> <p>⑨運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（A）の全開操作を行い、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）指示値の上昇を確認する。</p>	<p>相違理由②⑭</p> <p>相違理由②⑫⑭⑮</p> <p>相違理由②⑫⑭⑮</p> <p>相違利湯②⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>⑱緊急時対策要員は、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転状態を継続して監視する。</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、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255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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</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。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。</u></p> <p><u>室温は通常運転時と同程度である。</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）2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供給開始まで24分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由②⑭</p> <p>相違理由②⑤⑫⑭</p> <p>東二は中央制御室からの操作。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. <u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保</u></p> <p>原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、<u>残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するが、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合は、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。</u></p> <p>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残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、<u>サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード</u>及び格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>[大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合]</u></p> <p>代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合。</p> <p><u>[代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合]</u></p> <p>代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合で、<u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）が故障等により使用できない場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5.2図に、概要図を第1.5.34図に、タイムチャートを第1.5.35図に示す。</u></p> <p>i. <u>運転員操作 [大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合]</u></p> <p><u>（本手順はA系使用の場合であり、B系使用時については手順⑥を除いて同様である。また、代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用した場合においても操作手順は同様である。）</u></p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の準備開始を指示する。</u></p>	<p>b. <u>代替残留熱除去系海水系による冷却水確保</u></p> <p><u>残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、緊急用海水系が使用できない場合は、残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなるため、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、代替残留熱除去系海水系により冷却水を供給する。</u></p> <p>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残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u>及び<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失した場合で、緊急用海水系が故障等により使用できない場合。</u></p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順の概要は以下のとおり（代替残留熱除去系海水系A系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した残留熱除去系海水系A系への冷却水送水手順を示す。代替残留熱除去系海水系B系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した残留熱除去系海水系B系への冷却水送水手順も同様。ただし、代替残留熱除去系海水系A系東側接続口又は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⑩以外は同様。）。手順の対応フローを第1.5-3図に、概要図を第1.5-22図に、タイムチャートを第1.5-23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、<u>災害対策本部長代理に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備開始を依頼する。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由②⑩⑭ 東二は電源確保の優先を記載。</p> <p>表題を記載 相違理由② 表題を記載 相違理由②⑭</p> <p>相違理由②⑥⑭ 東二は接続口を詳細に記載</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②⑫</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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、緊急時対策本部に大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の準備として、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の配備、ホースの接続を依頼する。</p> <p>③現場運転員 C 及び D は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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 1.5.34 図参照）</p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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 1.5.34 図参照）B 系使用時は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の繋ぎ込み箇所が、原子炉補機冷却水系熱交換器（B/E）冷却水出口弁の後になるため、原子炉補機冷却水系熱交換器（B/E）冷却水出口弁については系統構成対象外とする。（A 系使用時は、原子炉補機冷却水系熱交換器（A/D）冷却水出口弁の前に繋ぎこむ）</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残留熱除去系海水系による冷却水確保のため、水源から代替残留熱除去系海水系の接続口を決定し、発電長に使用する代替残留熱除去系海水系接続口を報告する。なお、代替残留熱除去系海水系接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない代替残留熱除去系海水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残留熱除去系海水系による冷却水確保のため、使用する水源から代替残留熱除去系海水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、海から代替残留熱除去系海水系の接続口までホースの敷設を実施する。</p> <p>⑥発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保に必要な電動弁の電源切替え操作を実施する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による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等にて確認する。</p>	<p>相違理由②⑫⑭</p> <p>東二固有の操作</p> <p>相違理由②⑫⑭⑮</p> <p>相違理由②⑫⑭⑮</p> <p>相違理由②⑫⑭⑮⑯</p> <p>柏崎固有の操作</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑦現場運転員C及びDは、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第1.5.34図参照）</p> <p>⑧緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保のための大容量送水車（熱交換器ユニット用）の配備、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>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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>⑩緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）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>ii. 緊急時対策要員操作</p> <p>[大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合]</p> <p>①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。</p> <p>②緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）等の健全性確認を行う。</p> <p>③緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を荒浜側又は大湊側高台資機材置場からタービン建屋近傍屋外に移動させる。</p> <p>④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大容量送水車（熱交換器ユニット用）による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員A及びBと連絡を密にし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を起動し、補機冷却水の供給を行う。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいのないことを確認する。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転状態を継続して監視する。</p>		<p>柏崎固有の操作</p> <p>柏崎は緊急時対策要員の操作手順を詳細に記載</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>〔代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合〕</u></p> <p>①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。</p> <p>②緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプ等の健全性確認を行う。</p> <p>③緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプ等を荒浜側又は大湊側高台資機材置場からタービン建屋近傍屋外に移動させる。</p> <p>④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、可搬型代替交流電源設備の起動操作を行う。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A 及び B と連絡を密にし、代替原子炉補機冷却海水ポンプを起動し、補機冷却水の供給を行う。</p> <p>⑨緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいのないことを確認する。</p> <p>⑪緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプの運転状態を継続して監視する。</p>	<p>⑨発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。</p> <p>⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。</p> <p>⑪^a代替残留熱除去系海水系A系東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、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁を全開とする。</p> <p>⑪^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、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）を全閉とし、 残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁、緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁（A） 及び緊急用海水系RHR補機隔離弁（A）を全開とする。</p> <p>⑫運転員等は、発電長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の系統構成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代替残留熱除去系海水系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>⑭災害対策本部長代理は、発電長に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による冷却水の送水開始を報告する。</p>	<p>柏崎は緊急時対策要員の操作手順を詳細に記載</p> <p>東二固有の操作</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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 <u>[大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合]</u> 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8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による系統構成完了まで約255分、緊急時対策要員による大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用した補機冷却水供給開始まで約300分で可能である。</u></p>	<p>⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に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起動を指示する。 ⑯重大事故等対応要員は、代替残留熱除去系海水系西側接続口、代替残留熱除去系海水系A系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系B系東側接続口の弁が全閉していることを確認した後、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を起動し、ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。 ⑰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、代替残留熱除去系海水系西側接続口、代替残留熱除去系海水系A系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系B系東側接続口の弁を全開とし、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。 ⑱災害対策本部長代理は、発電長に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により冷却水の送水を開始したことを報告する。 ⑲発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系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。 ⑳運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを残留熱除去系海水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。 ㉑発電長は、災害対策本部長代理に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを報告する。 ㉒災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に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回転数を制御するように指示する。 ㉓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回転数を制御し、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代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）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>東二固有の操作</p> <p>相違理由②⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 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。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。 <u>室温は通常運転時と同程度である。</u></p> <p><u>[代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合]</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）、現場運転員2名及び緊急時対策要員11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による系統構成完了まで約255分、緊急時対策要員による代替原子炉補機冷却海水ポンプ）を使用した補機冷却水供給開始まで約420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。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。</u></p>	<p><u>【代替残留熱除去系海水系A系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系B系東側接続口による冷却水（海水）確保の場合】</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> <p><u>【代替残留熱除去系海水系西側接続口による冷却水（海水）確保の場合】</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> <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、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、<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②⑭</p> <p>相違理由②⑭</p> <p>相違理由②⑤⑭</p> <p>表題を記載</p> <p>相違理由②⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 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1.5.37図に示す。</p> <p>原子炉補機冷却系が機能喪失した場合は、<u>代替原子炉補機冷却系</u>により海へ熱を輸送する手段を確保し、<u>残留熱除去系</u>を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。</p> <p>代替原子炉補機冷却系が故障等により熱を輸送できない場合は、<u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）</u>又は<u>代替原子炉補機冷却海水ポンプ</u>により<u>原子炉補機冷却系へ直接海水を送水</u>し、<u>残留熱除去系</u>を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。</p>	<p>(2) 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1.5-26図に示す。</p> <p><u>残留熱除去系海水系</u>が機能喪失した場合は、<u>緊急用海水系</u>により海へ熱を輸送する手段を確保し、<u>残留熱除去系</u>を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。</p> <p><u>緊急用海水系</u>が故障等により熱を輸送できない場合は、<u>代替残留熱除去系海水系</u>により<u>海へ熱を輸送する手段を確保</u>し、<u>残留熱除去系</u>を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。</p>	<p>相違理由⑥</p> <p>相違理由②⑤⑬</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：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保</p> <p>原子炉補機冷却系が健全な場合は、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系を起動し、原子炉補機冷却系による補機冷却水確保を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5.36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、中央制御室運転員に原子炉補機冷却系による補機冷却水確保開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A 及び B は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）により待機中の原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの起動、並びに原子炉補機冷却系熱交換器冷却水出口弁及び残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁の全開を確認する。</p> <p>③中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉補機冷却系による補機冷却水確保が開始されたことを原子炉補機冷却系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量指示値の上昇により確認し当直副長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p>	<p>1.5.2.3 設計基準事故対処設備を使用した対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系海水系による冷却水確保</p> <p>残留熱除去系海水系が健全な場合は、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系海水系を起動し、残留熱除去系海水系による冷却水確保を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系海水系A系による冷却水確保手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系海水系B系による冷却水確保手順も同様）。概要図を第1.5-24図に、タイムチャートを第1.5-25図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系海水系による冷却水確保開始を指示する。</p> <p>②運転員等は中央制御室にて、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（残留熱除去系ポンプ等の起動）により残留熱除去系海水系ポンプ（A）及び（C）が起動し、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁が全開したことを確認する。</p> <p>③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系海水系A系による冷却水確保が開始されたことを残留熱除去系海水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。</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残留熱除去系海水系による冷却水供給開始まで4分以内で可能である。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④⑥</p> <p>相違理由⑫⑭</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p> <p>相違理由⑫⑭⑮</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の除熱手順は、「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。</p> <p><u>残留熱除去系ポンプ，電動弁，中央制御室監視計器類への電源供給手順及び電源車への燃料補給手順</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（原子炉停止時冷却モード）手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）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>1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱手順は、「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。</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る残留熱除去系海水系ポンプ，緊急用海水ポンプ，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可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，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（原子炉停止時冷却系）手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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>可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度制御手順</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>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となる水の供給手順等」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>相違理由⑭ 相違理由⑤⑩⑭</p> <p>相違理由⑤⑭ 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及び酸素濃度制御の具体的な手順を技術的能力「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，代替淡水貯槽に補給する具体的な手順を技術的能力「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に，操作の判断，確認に係る計器設備に関する手順を技術的能力「1.15 事故時の計装に関する手順等」に整備することを記載。</p>

1.5 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	東二は本項で使用する設備に自主対策設備はない。
2	相違理由②	東二は残留熱除去系冷却水の代替設備として、緊急用海水系(緊急用海水ポンプ)、代替残留熱除去系海水系(可搬型代替注水大型ポンプ)により残留熱除去系へ直接海水を送水する手段がある。柏崎は代替原子炉補機冷却系(代替原子炉補機冷却海水ポンプ、大容量送水車)を設置しており、代替原子炉補機冷却系により原子炉補機冷却系を間接的に冷却する手段と直接原子炉補機冷却系に海水を送水する手段がある。
2	相違理由③	東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。柏崎では、設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置づけている。
2	相違理由④	東二は残留熱除去系の冷却水として残留熱除去系海水系、柏崎は原子炉補機冷却系を設置。
3	相違理由⑤	設備名称の相違
4	相違理由⑥	図表番号の附番ルールの相違
6	相違理由⑦	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。
6	相違理由⑧	見出し記号の附番ルールの相違
7	相違理由⑨	東二のベント弁は電動駆動のため操作用ボ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、制御電源や操作ボンベが必要。
8	相違理由⑩	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。
9	相違理由⑪	東二は遠隔人力操作機構による操作にて、格納容器圧力逃がし装置を使用する際、ブルームの影響による操作員の被ばく低減を図るため、第二弁操作室を設置する。
15	相違理由⑫	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等の対応に当たることとしている。
16	相違理由⑬	東二は対応フローに従いサプレッション・プール水位により格納容器ベントの準備を開始。柏崎は原子炉格納容器内の圧力により準備を開始する。
17	相違理由⑭	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。
17	相違理由⑮	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
17	相違理由⑯	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
19	相違理由⑰	東二はサプレッション・プール水位とサプレッション・チェンバ圧力にて格納容器ベント開始を判断する。柏崎は格納容器内の圧力により判断する。
22	相違理由⑱	東二で新規配備する可搬型代替注水大型ポンプは、様々な手段に用いるため、使用目的を併記する。
46	相違理由⑲	格納容器ベント停止判断基準の相違。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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>1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 < 目次 ></p> <p>1.6.1 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. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p> <u>i.</u> 代替格納容器スプレイ</p> <p> <u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p> <u>i.</u> 復旧</p> <p> <u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p>	<p>1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 < 目次 ></p> <p>1.6.1 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. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p> <u>i.)</u> 代替格納容器スプレイ</p> <p> <u>ii.)</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p> <u>i.)</u> 復旧</p> <p> <u>ii.)</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</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示す。</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. 6 原子炉格納容器内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. 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) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i.</u> 代替格納容器スプレイ</p> <p><u>ii.</u> 格納容器代替除熱</p> <p><u>iii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i.</u> 復旧</p> <p><u>ii.</u> 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. 6. 2 重大事故等時の手順</p> <p>1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p><u>(c)</u> 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</p>	<p>b. 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) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i.)</u> 代替格納容器スプレイ</p> <p><u>ii.)</u> 格納容器代替除熱</p> <p><u>iii.)</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i)</u> 復旧</p> <p><u>ii)</u> 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. 6. 2 重大事故等時の手順</p> <p>1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順</p> <p>(1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p><u>(c)</u> 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p><u>(d)</u> 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</p>	<p>相違理由①</p> <p>東二は補給水系を代替格納容器スプレイ（自主対策設備）として整備する。</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> <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. 6 原子炉格納容器内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. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・<u>チェンバ</u>・プールの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 6. 2. 2 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) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</p> <p>b. 格納容器代替除熱</p> <p>(a) ドライウェル<u>冷却系</u>による原子炉格納容器内の代替除熱</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1. 6. 2. 2 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) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(c) <u>補給水系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）</p> <p>b. 格納容器代替除熱</p> <p>(a) ドライウェル<u>内ガス冷却装置</u>による原子炉格納容器内の代替除熱</p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</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③と示す。</p> <p>相違理由①②</p> <p>相違理由①</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. 6 原子炉格納容器内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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・<u>チェンバ</u>・プールの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.6.2.3 <u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</u></p> <p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(2) 残留熱除去系（サプレッション・<u>チェンバ</u>・プール水冷却モード）によるサプレッション・<u>チェンバ</u>・プールの除熱</p> <p>1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.6.2.3 <u>設計基準事故対処設備を使用した対応手順</u></p> <p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>(2) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱</p> <p>1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順</p>	<p>相違理由③</p> <p>東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。</p> <p>柏崎では、設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけている。</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>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. 6 原子炉格納容器内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>1.6 原子炉格納容器内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、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、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>2 発電用原子炉設置者は、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並びに放射性物質の濃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】</p> <p>1 第1項に規定する「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」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>1.6 原子炉格納容器内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、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、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>2 発電用原子炉設置者は、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並びに放射性物質の濃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】</p> <p>1 第1項に規定する「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」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	
<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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いる。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても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並びに放射性物質の濃度を低下させ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>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても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並びに放射性物質の濃度を低下させ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>相違理由③</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. 6 原子炉格納容器内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>1.6.1 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必要がある。また、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並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対応設備として、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u>を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、<u>これらを重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）</u>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応設備を選定する（第1.6_1図）。</p> <p>重大事故等対応設備のほかに、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応設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（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>1.6.1 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必要がある。また、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並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対応設備として、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u>を設置している。</p> <p>これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対応設備を選定する（第1.6_1図）。</p> <p>重大事故等対応設備のほかに、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応設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（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③ 相違理由③</p> <p>相違理由④</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. 6 原子炉格納容器内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><u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード又はサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・<u>格納容器スプレイ・ヘッダ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・<u>原子炉補機冷却系</u> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 	<p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p><u>設計基準事故対処設備</u>である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）</u>が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・<u>スプレイヘッダ</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・<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> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由③④</p> <p>相違理由③④</p> <p>相違理由③</p> <p>東二はスプレイヘッダを残留熱除去系と位置付けている。柏崎は原子炉格納容器の設備に位置付けている。</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>東二は残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器の冷却水として、残留熱除去系海水系を設置している。なお、柏崎は原子炉補機冷却系を残留熱除去系冷却水として使用する。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑦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。</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. 6 原子炉格納容器内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>機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.6_1表に整理する。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i. 代替格納容器スプレイ</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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>(i) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障を想定する。</p> <p>設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.6_1表に整理する。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備</p> <p>(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p>i) 代替格納容器スプレイ</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），消火系，補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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>(i) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p>	<p>相違理由③ 相違理由⑦</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由① 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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"> ・<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</u> ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・<u>高圧炉心注水系配管・弁</u> ・原子炉格納容器 ・<u>非常用交流電源設備</u> ・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> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u> ・<u>代替淡水貯蔵槽</u> ・<u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・<u>代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系B系配管・弁</u>・<u>スプレイヘッド</u> ・原子炉格納容器 ・常設代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>東二は代替格納容器スプレイ系の常設設備として、代替淡水貯蔵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、柏崎は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系を使用するため配管等構成にも相違がある。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>東二は常設代替交流電源設備のみで給電が可能であるが、柏崎は常設代替交流電源設備の他、非常用電源設備より給電される。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⑪と示す。</p> <p>相違理由⑩ 相違理由⑩ 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. 6 原子炉格納容器内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) 消火系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水タンク <ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 ・<u>復水補給水系配管・弁</u> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系配管・弁 ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・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> ・燃料補給設備 	<p>(ii) 消火系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・<u>多目的タンク</u> <ul style="list-style-type: none"> ・消火系配管・弁 <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系B系配管・弁・<u>スプレイヘッド</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・非常用交流電源設備 ・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③</p> <p>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。</p> <p>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>柏崎は復水補給水系の配管を使用している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑩</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. 6 原子炉格納容器内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>補給水系による原子炉格納容器内の冷却</u> <u>補給水系による原子炉格納容器内の冷却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>残留熱除去系B系配管・弁・スプレイヘッド</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・<u>非常用交流電源設備</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> ・<u>燃料給油設備</u> 	<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. 6 原子炉格納容器内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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水ポンプ（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</u> ・ <u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> 	<p>(iv) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却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> ・ ホース ・ <u>低圧代替注水系配管・弁</u> ・ <u>代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁</u> ・ <u>残留熱除去系配管・弁</u>・ <u>スプレイヘッド</u> 	<p>相違理由①</p> <p>相違理由③ 相違理由③ 東二は可搬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⑭と示す。</p> <p>東二は接続口を低圧代替注水系配管に含めることで設備に位置付けない。 東二は低圧代替系、代替格納容器スプレイ冷却系の配管・弁を使用するが、柏崎は・復水補給水系配管・弁を使用する系統に相違がある。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</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. 6 原子炉格納容器内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"> ・原子炉格納容器 ・<u>非常用交流電源設備</u> ・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> ・燃料補給設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・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>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑩</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. 6 原子炉格納容器内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>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、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、<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><u>なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、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>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. 6 原子炉格納容器内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. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替格納容器スプレイ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、格納容器スプレイ・ヘッド、高圧炉心注水系配管・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、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</u>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。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、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>iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替格納容器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、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁、残留熱除去系B系配管・弁・スプレイヘッド、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、ホース、残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド、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、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が故障した場合においても、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>相違理由① 相違理由⑨</p> <p>相違理由③⑥⑮ 相違理由③</p> <p>相違理由④⑭</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. 6 原子炉格納容器内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>・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，<u>復水移送ポンプと同等の機能（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，原子炉格納容器内を冷却する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</u>，消火系配管・弁</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，原子炉格納容器内を冷却する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，補給水系配管・弁</u></p> <p><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格納容器内を冷却する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由③⑫</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⑬と示す。</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. 6 原子炉格納容器内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>・第二代替交流電源設備</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>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 復旧</u></p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、「(a) <u>i. 代替格納容器スプレイ</u>」の手段に加え、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し、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>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i) 復旧</u></p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、「(a) <u>i) 代替格納容器スプレイ</u>」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて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。）を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を復旧し、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>相違理由⑩</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二は受電経路を具体的に示す。</p> <p>東二は残留熱除去系海水系の代替設備として、常設の緊急用海水ポンプを使用した緊急用海水系及び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設し、残留熱除去系に冷却水を供給できる。</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⑦</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. 6 原子炉格納容器内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) 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ ・<u>格納容器スプレイ・ヘッド</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・<u>原子炉補機冷却系</u> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替原子炉補機冷却系</u> <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> 	<p>(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系熱交換器 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・<u>スプレイヘッド</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・<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>ホース</u> ・常設代替交流電源設備 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由③ 相違理由③</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑦ 相違理由⑦ 相違理由⑰ 相違理由⑰ 相違理由⑰ 相違理由⑰</p> <p>相違理由⑪ 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. 6 原子炉格納容器内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. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、<u>サブプレッション・チェンバ、格納容器スプレイ・ヘッド、原子炉格納容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</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、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系が故障した場合においても、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>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>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>復旧で使用する設備のうち、<u>残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド、原子炉格納容器、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、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系が故障した場合においても、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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が使用可能となれば、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由① 相違理由⑥ 相違理由⑦⑰ 相違理由⑧ 相違理由⑦ 相違理由⑰ 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. 6 原子炉格納容器内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. 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) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 代替格納容器スプレイ</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。</p> <p>なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。<u>ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。</u></p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) <u>i. 代替格納容器スプレイ</u>」で選定した設備と同様である。</p>	<p>b. 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) フロントライン系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i) 代替格納容器スプレイ</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系、<u>補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。</p> <p>なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) <u>i) 代替格納容器スプレイ</u>」で選定した設備と同様である。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は代替格納容器スプレイを実施しない場合、原子炉格納容器内温度が上昇し、逃がし安全弁の減圧機能に影響がでる可能性がある。</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. 6 原子炉格納容器内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>ii. 格納容器代替除熱</u> 常設代替交流電源設備又は第二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原子炉補機冷却系を復旧し、ドライウエル冷却系により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。</p> <p>(i) <u>ドライウエル冷却系</u>による原子炉格納容器内の代替除熱 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ドライウエル冷却系送風機</u> ・<u>ドライウエル冷却系冷却器</u> ・<u>原子炉補機冷却系</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> 	<p><u>ii) 格納容器代替除熱</u> 非常用交流電源設備を用いてM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで原子炉補機冷却系を復旧し、ドライウエル内ガス冷却装置により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。</p> <p>(i) <u>ドライウエル内ガス冷却装置</u>による原子炉格納容器内の代替除熱 ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ドライウエル内ガス冷却装置送風機</u> ・<u>ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル</u> ・<u>原子炉格納容器</u> ・<u>非常用交流電源設備</u> ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>相違理由① 相違理由③ 相違理由③ 東二は受電経路を具体的に示す。 相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 相違理由⑩ 相違理由⑩ 相違理由⑪ 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. 6 原子炉格納容器内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>iii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替格納容器スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置付けは、「a. (a) <u>ii.</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。</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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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>・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、<u>復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有することから</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おいて，原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。</p>	<p><u>iii)</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>代替格納容器スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置付けは、「a. (a) <u>iii)</u> 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。</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、炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃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>・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>，消火系配管・弁</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，原子炉格納容器内を冷却し，<u>放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑫</p> <p>相違理由⑯</p> <p>東二は放射性物質の濃度を低下させる目的も記載（柏崎も他に記載している）頁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. 6 原子炉格納容器内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>ドライウェル冷却系</u> 耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、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原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。</p> <p>また、ドライウェル冷却系送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル冷却系冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。</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>・ <u>復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁</u> 耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。</p> <p>・ <u>ドライウェル内ガス冷却装置</u> 耐震性は確保されていないが、非常用交流電源設備により原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。</p> <p>また、ドライウェル内ガス冷却装置送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルの表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。</p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由③ 相違理由⑩⑪</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑪</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 復旧</u></p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が使用できない場合は、「(a) i. 代替格納容器スプレイ」の手段に加え、<u>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、</u></p> <p><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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し、</u> 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (b) <u>i. 復旧</u>」で選定した設備と同様である。</p>	<p>(b) サポート系故障時の対応手段及び設備</p> <p><u>i. 復旧</u></p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>が使用できない場合は、「(a) i) <u>代替格納容器スプレイ</u>」及び「(a) ii) <u>格納容器代替除熱</u>」の手段に加え、<u>常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給し、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を復旧し、</u> 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。</p> <p>これらの対応手段で使用する設備は、「a. (b) <u>i. 復旧</u>」で選定した設備と同様である。</p>	<p>相違理由① 相違理由⑦ 相違理由③ 相違理由① 相違理由⑩ 東二は受電経路を具体的に示す。相違理由⑦⑩ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</u> 復旧で使用する設備において、<u>重大事故等対処設備</u>、<u>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</u>及び自主対策設備の位置付けは、「a. (b) <u>ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備</u>」と同様である。 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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u>が全交流動力電源喪失又は<u>原子炉補機冷却系</u>の故障により使用できない場合においても、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u>を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。</p>	<p><u>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</u> 復旧で使用する設備において、重大事故等対処設備及び自主対策設備の位置付けは、「a. (b) <u>ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備</u>」と同様である。 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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>及び<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>が全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系</u>の故障により使用できない場合においても、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>及び<u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）</u>を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。</p>	<p>相違理由① 相違理由④ 相違理由①</p> <p>相違理由③ 相違理由⑦ 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. 6 原子炉格納容器内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. 手順等</p> <p>上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第1.6_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1.6_2表、第1.6_3表）。</p>	<p>c. 手順等</p> <p>上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 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、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1.6_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1.6_2表、第1.6_3表）。</p> <p>※<u>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。</u></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⑱と示す。</p> <p>整備する手順書名の相違</p> <p>相違理由⑤</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. 6 原子炉格納容器内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>1.6.2 重大事故等時の手順 1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。 スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</p> <p>i. 手順着手の判断基準 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。 ※1: 設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。 ※2: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6_4表）に達した場合。</p>	<p>1.6.2 重大事故等時の手順 1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できない場合は、代替淡水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。 スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</p> <p>i.) 手順着手の判断基準 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。 ※1: 設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯蔵槽）が確保されている場合。 ※2: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6_4表）に達した場合。</p>	<p>相違理由③⑨ 東二のスプレイマネージメントは早期な格納容器ベントを回避するためにサプレッション・プール水位についても考慮している。 以降、同様な相違理由によるものは相違理由⑱と示す。</p> <p>相違理由① 相違理由③ 相違理由⑨ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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>ii.</u> 操作手順</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内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1.6.2図から第1.6.5図に，概要図を第1.6.7図に，タイムチャートを第1.6.8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>に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。</p> <p>②<u>中央制御室運転員 A 及び B</u>は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内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にて確認する。</p>	<p><u>ii.)</u> 操作手順</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内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1.6-2図から第1.6-3図及び第1.6-5図に，概要図を第1.6-9図に，タイムチャートを第1.6-10図に示す。</p> <p>①<u>発電長</u>は，手順着手の判断基準に基づき，<u>運転員等</u>に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。</p> <p>②<u>運転員等は中央制御室にて</u>，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な<u>残留熱除去系B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</u>，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な<u>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</u>にて確認する。</p>	<p>相違理由⑤ 相違理由① 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，同様な相違理由によるものは相違理由⑳と示す。</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤ 相違理由⑱⑳</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） 以降，同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。 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㉒と示す。 相違理由⑱⑳ 柏崎は本項②操作にて電源が確保されたことを確認 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㉓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. 6 原子炉格納容器内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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、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>⑤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>③運転員等は中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の使用モードを選択し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動操作を実施した後、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>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⑨⑬⑳ 相違理由⑨ 相違理由⑨ 東二は指示値の明確化以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉔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. 6 原子炉格納容器内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、原子炉格納容器内のスプレイ先を第1.6.4表に基づきドライウェル又はサブプレッション・チェンバ・プールを選択し、中央制御室運転員に系統構成開始を指示する。</p> <p>⑦a <u>ドライウェルスプレイ（以下「D/Wスプレイ」という。）の場合</u> 中央制御室運転員A及びBは、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、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)の全開操作を実施し、当直副長に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦b <u>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。）の場合</u> 中央制御室運転員A及びBは、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施し、当直副長に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧当直副長は、運転員に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。</p> <p>⑨中央制御室運転員A及びBは、<u>復水補給水系流量（RHRB系代替注水流量）指示値が140m³/hとなるよう残留熱除去系洗浄水弁(B)を調整開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、<u>原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u></p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、<u>常設低圧代替注水系系統分離弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁が自動開したことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑤発電長は、<u>運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。</u></p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全開操作を実施し、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉格納容器へのスプレイが開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、発電長に報告する。</u></p>	<p>東二の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるスプレイ先として、スプレイによる除熱効果が低いサブプレッション・チェンバを設計上考慮していない。 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⑨⑫ 相違理由⑨ 相違理由⑨ 相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨⑫ 相違理由⑨ 相違理由⑨</p> <p>相違理由⑨⑫⑬⑭ 相違理由⑨⑫⑬⑭ 相違理由③⑫⑬⑭ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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、格納容器内圧力 (S/C) , サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6.4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、格納容器内圧力 (D/W) , 格納容器内圧力 (S/C) , ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※S/P スプレイから D/W スプレイへの切替えが必要となった場合は、<u>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)の全開操作を実施後、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>※D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑪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>⑫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>なお、<u>原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い、サプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの制御を実施する。</u></p> <p>また、<u>サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</u></p> <p>※<u>原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑧発電長は、<u>運転員等に代替淡水貯蔵槽の補給を指示する。</u></p>	<p>東二は早期格納容器ベントを回避するためサプレッション・プール水位の上昇を抑制できる連続スプレイを選定している。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⑤ 相違理由③ 相違理由⑤⑩ 相違理由③ 相違理由③ 柏崎は吸込ラインの切替えで復水貯蔵槽の保有水量を最大限に使用する。 東二の代替淡水貯蔵槽は切替えを伴わず最大限利用できるもので操作不要。 相違理由⑨⑬⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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. 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）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで25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>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）2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格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで11分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由① 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. 6 原子炉格納容器内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) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、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内にスプレイする。</p> <p>スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*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: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>※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に達した場合。</p>	<p>(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、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原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*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: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。</p> <p>※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、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又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。</p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑲</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑫</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. 6 原子炉格納容器内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. 操作手順</p> <p>消火系による原子炉格納容器内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1.6.2図から第1.6.5図に、概要図を第1.6.9図に、タイムチャートを第1.6.10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、運転員に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ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格納容器内へのスプレイの準備のため、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格納容器内へのスプレイ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格納容器内へのスプレイ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当直副長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第1.6.4表に基づきドライウェル又はサブプレッション・チェンバ・プールを選択し、中央制御室運転員に系統構成開始を指示する。</p> <p>⑦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内へのスプレイの系統構成として、復水補給水系消火系第1、第2連絡弁の全開操作を実施する。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>消火系による原子炉格納容器内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1.6-2図から第1.6-5図に、概要図を第1.6-11図に、タイムチャートを第1.6-12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格納容器内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、消火系による原子炉格納容器内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>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格納容器内へのスプレイの準備のため、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>⑥発電長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第1.6-4表に基づきドライウェル又はサブプレッション・チェンバを選択し、運転員等に系統構成を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、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>相違理由⑤ 相違理由⑤ 相違理由⑱⑳</p> <p>東二は④で実施</p> <p>東二は電源が確保されている</p> <p>相違理由⑱⑲⑳ 相違理由㉓</p> <p>相違理由⑱</p> <p>柏崎は②で実施</p> <p>東二は指示値を記載</p> <p>相違理由⑤⑱⑳ 相違理由⑱</p> <p>相違理由⑤⑱⑳ 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. 6 原子炉格納容器内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>⑧aD/W スプレイの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>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内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑧bS/P スプレイの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)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内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑨5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。</u> また、<u>緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑩当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑪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内へのスプレイ開始を指示する。</u></p> <p>⑫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)を全開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑬中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6.4表)に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.4表)に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</u></p>	<p>⑧発電長は、<u>運転員等に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。</u></p> <p>⑨運転員等は<u>中央制御室にて、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁を全開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑩運転員等は<u>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残留熱除去系系統流量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、発電長に報告する。</u> <u>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、流量調整が不可能である。</u> <u>なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準(第1.6-4表)に従い、サブプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの制御を実施する。</u> また、<u>サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度、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・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、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又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達し、サブプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達していない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</u></p>	<p>相違理由⑱</p> <p>相違理由③⑱⑳㉑</p> <p>相違理由③⑱⑳㉑</p> <p>相違理由㉒</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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>※S/P スプレイから D/W スプレイへの切替えが必要となった場合は、<u>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)の全開操作を実施後、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>※D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑭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>iii. 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、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約30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。</p>	<p>※<u>原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁及びS/Cスプレイ弁の全開操作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>iii) 操作の成立性 上記の操作は、<u>運転員等（当直運転員）1名及び現場対応を運転員等（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消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで58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、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③ 相違理由③ 相違理由③</p> <p>相違理由⑱⑳</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：1.6 原子炉格納容器内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) <u>補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ</u> <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により原子炉格納容器内にスプレイする。</u> <u>スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、原子炉格納容器内へのスプレイ流量の調整又はスプレイ起動／停止を行う。</u></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、補給水系が使用可能な場合※1で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。</u> <u>※1：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> <u>※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、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又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>補給水系による原子炉格納容器内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1.6-2図から第1.6-5図に、概要図を第1.6-13図に、タイムチャートを第1.6-14図に示す。</u></p>	<p>相違理由②</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. 6 原子炉格納容器内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、運転員等に補給水系による原子炉格納容器内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、補給水系による原子炉格納容器内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>③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>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、運転員等に補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。</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. 6 原子炉格納容器内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>⑫運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑬運転員等は中央制御室にて、<u>原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p><u>補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイは、流量調整が不可能である。</u></p> <p><u>なお、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い、サプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの制御を実施する。また、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</u></p> <p><u>※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全開操作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>iii) <u>操作の成立性</u></p> <p><u>上記の操作は、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格納容器内へのスプレイ開始まで111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. 6 原子炉格納容器内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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</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可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。</p> <p>i. 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。</p> <p>※1:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。</p> <p>※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、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又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に達した場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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1.6.2図から第1.6.5図に、概要図を第1.6.11図及び第1.6.14図に、タイムチャートを第1.6.12図、第1.6.13図及び第1.6.15図に示す。</p>	<p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇及び原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</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可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプの接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。</p> <p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※1で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。</p> <p>※1:設備に異常がなく、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。</p> <p>※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、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又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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1.6-2図から第1.6-3図及び第1.6-5図に、概要図を第1.6-15図及び第1.6-17図に、タイムチャートを第1.6-16図及び第1.6-18図に示す（残留熱除去系B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格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系A系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの手順は、手順⑦以外は同様。）。</p>	<p>相違理由③ 相違理由②</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③ 東二は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の準備を代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と同時並行で実施する。</p> <p>相違理由⑭</p> <p>相違理由③ 相違理由⑤ 相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤、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. 6 原子炉格納容器内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>[交流電源が確保されている場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ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、緊急時対策本部に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備のため、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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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現場運転員 C 及び D は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は MUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</u> <u>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</u></p> <p>⑥当直副長は、<u>原子炉格納容器内のスプレイ先を第1.6.4表に基づきドライウェル又はサブレーション・チェンバ・プールを選択し、中央制御室運転員に系統構成開始を指示する。</u></p>	<p>[交流電源が確保されている場合]</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低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>②発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系 B 系配管又は残留熱除去系 A 系配管を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>③運転員等は<u>中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な残留熱除去系 B 系 D/W スプレイ弁又は残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ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>④発電長は、<u>運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成開始を指示する。</u></p>	<p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑱⑳</p> <p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由㉑㉒</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⑱⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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>⑦aD/W スプレイの場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、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)及び残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施し、当直副長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑦bS/P スプレイの場合</p> <p>中央制御室運転員 A 及び B は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)及び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、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。</u></p> <p>⑨当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの確認を指示する。</u></p> <p>⑪緊急時対策要員は、<u>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。</u></p>	<p>⑤^a<u>残留熱除去系 B 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格納容器内へのスプレイの場合</u> 運転員等は<u>中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系 B 系 D/W スプレイ弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑤^b<u>残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合</u> 運転員等は<u>中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、残留熱除去系 A 系 D/W スプレイ弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>災害対策本部長代理に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの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。</u></p> <p>⑦災害対策本部長代理は、<u>発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（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代替格納容器スプレイ冷却系（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。</u></p> <p>⑧発電長は、<u>運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの確認を指示する。</u></p> <p>⑨重大事故等対応要員は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（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、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東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>相違理由⑬⑳㉑</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑬⑳㉑</p> <p>相違理由⑬⑳㉑</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑬⑳</p> <p>相違理由③⑬⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑬</p> <p>相違理由③⑬⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑬⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑬⑳</p> <p>相違理由③⑬⑳</p> <p>相違理由③</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. 6 原子炉格納容器内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>⑫中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>なお、格納容器内圧力(S/C)、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6.4表)に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6.4表)に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※S/PスプレイからD/Wスプレイへの切替えが必要となった場合は、<u>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)の全開操作を実施後、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>※D/Wスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑬当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による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>⑩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<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)又は低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)指示値の上昇</u>、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器の水位の上昇により確認し、<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準(第1.6-6表)に従い、サプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの制御を実施する。</u>また、<u>サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。</u>その後、<u>ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達していない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</u></p> <p>※<u>原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑪発電長は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内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。</u></p>	<p>相違理由③⑬⑭⑯⑰</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③⑤</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑬⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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>[全交流動力電源が喪失している場合]</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ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、緊急時対策本部に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備のため、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は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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確認する。</u></p> <p>④当直副長は、<u>原子炉格納容器内のスプレイ先を第1.6.4表に基づきドライウェル又はサブレーション・チェンバ・プールを選択し、現場運転員に系統構成開始を指示する。</u></p> <p>⑤現場運転員C及びDは、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、MUWC 接続口内側隔離弁(B)又はMUWC 接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する（当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う）。</u> <u>なお、上記の送水ライン以外にも、原子炉建屋原子炉区域にて接続口から復水補給水系配管までホースを敷設し送水するラインがある。</u></p> <p>⑥現場運転員C及びDは、<u>復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁の全閉操作を実施する。</u></p>	<p>[全交流動力電源が喪失している場合]</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低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の接続を依頼する。</u></p> <p>②発電長は、<u>運転員等に残留熱除去系B系配管又は残留熱除去系A系配管を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。</u></p> <p>③運転員等は<u>中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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>④発電長は、<u>運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成開始を指示する。</u></p>	<p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑱⑳</p> <p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱⑳</p> <p>柏崎は原子炉格納容器への注水流量確保</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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>⑫中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、<u>当直副長</u>に報告する。</p> <p>なお、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6.4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止するよう現場運転員に指示する。その後、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※S/P スプレイからD/W スプレイへの切替えが必要となった場合は、<u>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)の全開操作を実施後、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>※D/W スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全閉操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑬当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による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>⑩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<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器の水位の上昇により確認し、発電長</u>に報告する。</p> <p>なお、<u>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制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い、サブプレッション・チェンバ圧力の制御範囲内で、連続スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイの制御を実施する。また、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度、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・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止するよう運転員等に指示する。その後、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、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又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サブプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</u></p> <p>※<u>原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系注入弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。</u></p> <p>⑪発電長は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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。</u></p>	<p>相違理由③⑬⑭⑯⑰</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑤⑱</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑤</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑤</p> <p>相違理由③⑤</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑬⑭⑯</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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. 操作の成立性</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を、交流電源が確保されている場合は1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて、全交流動力電源が喪失している場合は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の所要時間は以下のとおり。</u></p> <p><u>交流電源が確保されている場合：約25分</u> <u>全交流動力電源が喪失している場合：約100分</u></p> <p><u>また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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> <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> <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> <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>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約330分で可能である。</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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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>〔交流動力電源が確保されている場合〕</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（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、215分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</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、140分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（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、535分以内で可能である。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</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、320分以内で可能である。</u></p>	<p>相違理由③ 相違理由⑱ 相違理由⑱ 相違理由⑳</p> <p>東二は交流動力電源が確保されているか否かで整理する。</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. 6 原子炉格納容器内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。 <u>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。</u></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>[交流動力電源が喪失している場合] <u>【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：代替淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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。 <u>【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</u> ・上記の操作は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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。 <u>【現場操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：代替淡水貯槽）</u> ・上記の作業は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6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。 <u>【現場操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</u> ・上記の作業は、運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び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> <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>代替格納容器スプレイ冷却系（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。</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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>東二は交流動力電源が確保されているか否かで整理する。</p> <p>相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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1.6.26図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。<u>復水貯蔵槽</u>が使用できない場合、消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、<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及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p>	<p>c. 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1.6-29図に示す。</p> <p>外部電源、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、<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用できない場合、消火系、<u>補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系、<u>補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段については、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系、補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統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格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、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を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替えに時間を要することから、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に実施する。</u></p>	<p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③⑨</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を同時並行で準備する。また、スプレイ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スプレイを開始する旨を明記している。</p> <p>相違理由⑩</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. 6 原子炉格納容器内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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレー</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレーする。</p> <p>スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、<u>スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。</u></p> <p>なお、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。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレー</p> <p>全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系</u>の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、<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</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）にて原子炉格納容器内にスプレーする。</p> <p>スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレーの起動/停止を行う。</p> <p>なお、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関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p><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関する手順等は、「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>相違理由⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑦⑩</p> <p>相違理由③⑰</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑦⑰</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.6 原子炉格納容器内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>i.</u> 手順着手の判断基準</p> <p>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 D 系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に達した場合。</p>	<p><u>i)</u> 手順着手の判断基準</p> <p>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を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、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又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に達した場合。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由① 東二は受電経路具体的に示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</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. 6 原子炉格納容器内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) 操作手順</p> <p>残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）電源復旧後の原子炉格納容器内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1.6.2図から第1.6.5図に、概要図を第1.6.16図に、タイムチャートを第1.6.17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、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ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、残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>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又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）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、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</p> <p>⑤当直副長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.4表）に基づき原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）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>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）A系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様。）。手順の対応フローを第1.6.2図から第1.6.5図に、概要図を第1.6.19図に、タイムチャートを第1.6.20図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）A系による原子炉格納容器内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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）A系による原子炉格納容器内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、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、残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認後、発電長に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</p> <p>④発電長は、運転員等に原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.4表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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>相違理由① 優先する号機の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。 相違理由③⑤ 相違理由⑬⑳ 相違理由③⑲⑳⑳ 相違理由⑳ 相違理由⑦㉑</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。</p> <p>相違理由①⑬⑳⑳ 相違理由⑳ 相違理由③⑳⑳</p> <p>相違理由①⑤⑱ 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. 6 原子炉格納容器内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>⑥aD/W スプレイの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作を実施し、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)を調整開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑥bS/P スプレイの場合 中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、<u>原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、当直副長に報告する。</u></p> <p>なお、<u>格納容器内圧力(S/C)</u>、<u>サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6.4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、<u>格納容器内圧力(D/W)</u>、<u>格納容器内圧力(S/C)</u>、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>、<u>サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)</u>、<u>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を実施後</u>、<u>残留熱除去系注入隔離弁(B)の全開操作を実施し</u>、原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>⑤^aD/Wスプレイ又はS/Cスプレイの場合 運転員等は<u>中央制御室にて、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑤^bD/Wスプレイ及びS/Cスプレイの場合 運転員等は<u>中央制御室にて、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁及び残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>⑥運転員等は<u>中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。</u></p> <p>⑦運転員等は<u>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残留熱除去系系統流量の上昇並びに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。なお、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイは、流量調整が不可能である。</u></p> <p>なお、<u>サブプレッション・チェンバ圧力</u>、<u>ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度</u>、<u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u>、<u>サブプレッション・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6.4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、<u>ドライウエル圧力</u>、<u>サブプレッション・チェンバ圧力</u>、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>、<u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁及びS/Cスプレイ弁の全開操作を実施後</u>、<u>残留熱除去系A系注入弁の全開操作を実施し</u>、原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>相違理由⑱⑳㉑ 東二ではD/WスプレイとS/Cスプレイの片方又は両方を行う場合があり2ケースを記載している。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉒と示す。 相違理由㉒</p> <p>相違理由㉒</p> <p>東二では系統構成を手順で示している 相違理由①⑱㉑ 相違理由㉒ 東二では残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に流量調整弁が無い 相違理由③ 相違理由③ 相違理由⑤ 相違理由③ 相違理由③ 相違理由⑤ 相違理由⑤</p> <p>相違理由③ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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. 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>にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで<u>15分以内</u>で可能である。</p> <p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）（以下「残留熱除去系（S/P冷却モード）」という。）によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱ができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、<u>原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（S/P冷却モード）にてサプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施する。</p> <p>なお、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。</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</u>にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで<u>7分以内</u>で可能である。</p> <p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱ができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、<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</u>より冷却水を確保することで、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）にてサプレッション・プールの除熱を実施する。</p> <p>なお、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関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p><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関する手順等</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>相違理由① 相違理由⑱ 相違理由③ 相違理由⑳</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑦ 相違理由③ 相違理由⑩ 相違理由⑦⑩ 相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑦⑰</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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. 手順着手の判断基準</p> <p>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系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（S/P冷却モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.6.4図に、概要図を第1.6.18図に、タイムチャートを第1.6.19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、中央制御室運転員に残留熱除去系(A)（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの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、残留熱除去系(A)（S/P冷却モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>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又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系ポンプ(A)及び残留熱除去系封水ポンプ(A)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、残留熱除去系ポンプ(A)の起動操作を実施する。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、当直副長に残留熱除去系(A)（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱の準備完了を報告する。</p>	<p>i) 手順着手の判断基準</p> <p>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を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。</p> <p>※1:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）B系によるサブプレッション・プールの除熱手順も同様。）。</p> <p>手順の対応フローを第1.6-4図に、概要図を第1.6-21図に、タイムチャートを第1.6-22図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの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、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・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、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、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]以上であることを確認後、発電長に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの除熱の準備完了を報告する。</p>	<p>相違理由① 相違理由⑩ 東二は受電経路具体的に示す。 相違理由③</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由① 東二は残留熱除去系が有する機能を明記。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③⑬⑳ 相違理由③</p> <p>相違理由③⑬⑳ 相違理由③</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。</p> <p>相違理由①⑬⑳ 相違理由①⑬⑳ 東二は指示値を記載 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. 6 原子炉格納容器内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、中央制御室運転員に残留熱除去系(A) (S/P冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱開始を指示する。</p> <p>⑦中央制御室運転員 A 及び B は、残留熱除去系試験用調節弁(A)を調整開とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッション・チェンバ・プール水の温度の低下によりサブプレッション・チェンバ・プールの除熱が開始されたことを確認する。</p> <p>iii. 操作の成立性 上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(A) (S/P冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱開始まで15分以内で可能である。</p>	<p>④発電長は、運転員等に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの除熱開始を指示する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系テスト弁の全開及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を全閉とし、残留熱除去系系統流量の上昇及びサブプレッション・プール水の温度の低下によりサブプレッション・プールの除熱が開始されたことを確認する。</p> <p>iii) 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残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの除熱開始まで2分以内で可能である。</p>	<p>相違理由①③⑳</p> <p>相違理由①⑱⑳㉑</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由③</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. 6 原子炉格納容器内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1.6.26図に示す。</p> <p>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交流電源が確保できた場合、<u>原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びS/P冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</u>原子炉補機冷却系の運転ができない場合、<u>代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びS/P冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</u></p>	<p>b. 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1.6-29図に示す。</p> <p>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交流動力電源が確保できた場合、<u>残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</u>残留熱除去系海水系の運転ができない場合は、<u>緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の除熱を実施する。</u>緊急用海水系が運転できない場合は、<u>代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</u></p>	<p>相違理由⑤ 相違理由⑩ 相違理由③⑦ 相違理由③ 相違理由⑦ 相違理由③ 相違理由⑦⑩ 相違理由③ 相違理由⑦⑩ 柏崎は代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから並行して実施することを明記</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. 6 原子炉格納容器内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>1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 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（格納容器スプレイ冷却モード）</u>が故障により使用できない場合は、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>i. 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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。</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<u>（CAMS）</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、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>※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、<u>格納容器内圧力（D/W）</u>、<u>格納容器内圧力（S/C）</u>、<u>ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値</u>が、<u>原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）</u>に達した場合。</p>	<p>1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 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（格納容器スプレイ冷却系）</u>が故障により使用できない場合は、<u>代替淡水貯蔵槽</u>を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>i) 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>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。</p> <p>※1：<u>ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率</u>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、電源及び水源（<u>代替淡水貯蔵槽</u>）が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。</p>	<p>相違理由③ 相違理由⑨ 相違理由① 相違理由③ 相違理由③ 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⑨と示す。 相違理由③ 相違理由⑨ 相違理由⑤ 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. 6 原子炉格納容器内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>ii. 操作手順</u></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6.6図に示す。また、概要図は第1.6.7図、タイムチャートは第1.6.8図と同様である。</p> <p><u>iii. 操作の成立性</u></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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで25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。</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><u>ii) 操作手順</u></p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)b.(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。<u>原子炉格納容器内へのスプレイの制御は、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-9図、タイムチャートは第1.6-10図と同様である。</p> <p><u>iii) 操作の成立性</u></p> <p>上記の操作は、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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで11分以内で可能である。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由㉔</p> <p>相違理由㉔</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</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（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、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内にスプレイする。</p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。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>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（ろ過水タンク）が確保されている場合。</p> <p>※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、<u>格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値</u>が、<u>原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）</u>に達した場合。</p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a. (b)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6.6図に示す。また、概要図は第1.6.9図、タイムチャートは第1.6.10図と同様である。</p>	<p>(b) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ</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（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、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原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、原子炉格納容器内へのスプレイの流量調整又はスプレイの起動／停止を行う。</u></p> <p><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p>炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。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>ドライウェ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</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、<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: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。</p> <p><u>ii) 操作手順</u></p> <p>消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順については、「1.6.2.1(1)b. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-11図、タイムチャートは第1.6-12図と同様である。</p>	<p>相違理由① 相違理由③ 相違理由③⑫ 相違理由⑬ 相違理由① 相違理由③ 相違理由③ 相違理由③⑳ 相違理由③ 相違理由③⑫ 相違理由⑤ 相違理由① 相違理由① 相違理由⑤ 相違理由⑤ 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. 6 原子炉格納容器内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. 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>、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、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約30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>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、現場対応を運転員等（当直運転員）2名</u>にて作業を実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで58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>相違理由① 相違理由⑱ 相違理由㉑ 相違理由㉒</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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) <u>補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ</u> <u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系により原子炉格納容器内にスプレイする。</u> <u>スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサプレッション・プール水位の上昇を考慮し、原子炉格納容器内へのスプレイの流量調整又はスプレイの起動／停止を行う。</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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、補給水系が使用可能な場合※2で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3。</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：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> <u>※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。</u></p> <p>ii) <u>操作手順</u> <u>補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順については、「1.6.2.1(1) b. (d) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動、停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。</u> <u>なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-13図、タイムチャートは第1.6-14図と同様である。</u></p> <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、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格納容器内へのスプレイ開始まで111分以内で可能である。</u> <u>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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> <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. 6 原子炉格納容器内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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（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、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）</u>が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</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>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。</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（格納容器スプレイ冷却モード）</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>及び<u>消火系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。</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</u>又は<u>淡水貯水池</u>）が確保されている場合。</p> <p>※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、<u>格納容器内圧力（D/W）</u>、<u>格納容器内圧力（S/C）</u>、<u>ドライウェル雰囲気温度</u>又は<u>原子炉圧力容器下鏡部温度指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。</p>	<p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（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、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、<u>消火系</u>及び<u>補給水系</u>により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>スプレイ作動後は外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、原子炉格納容器内へのスプレイの流量調整又はスプレイの起動/停止を行う。</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>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>の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。</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（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。</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、<u>電源</u>、<u>燃料</u>及び<u>水源（西側淡水貯水設備</u>又は<u>代替淡水貯槽）</u>が確保されている場合。</p> <p>※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑯</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の準備を代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と同時並行で実施する。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③⑳</p> <p>相違理由⑭</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. 6 原子炉格納容器内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. 操作手順</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」の操作手順のうち、[交流電源が確保されている場合]の操作手順と同様である。ただし、<u>MUWC 接続口内側隔離弁の操作については、リンク機構を取り外さず、MUWC 接続口内側隔離弁(B)の場合は屋外（緊急時対策要員）にて、MUWC 接続口内側隔離弁(A)の場合は非管理区域（運転員）にて遠隔手動弁操作設備を使用して行う。また、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6.6図に、概要図は第1.6.11図に、タイムチャートは第1.6.13図及び第1.6.20図に示す。</p>	<p>ii) 操作手順</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)b.(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」の操作手順のうち[交流電源が確保されている場合]の操作手順と同様である。ただし、<u>原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。原子炉格納容器内へのスプレイの制御は、原子炉格納容器内へのスプレイ制御に関する判断基準（第1.6-7表）に従い実施する。</u></p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に、概要図は第1.6-15図に、タイムチャートは第1.6-16図に示す。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑤</p> <p>東二はスプレイ制御の判断基準を用いる。</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. 6 原子炉格納容器内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. 操作の成立性</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、<u>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の所要時間は約20分である。</u></p> <p>また、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作に必要な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> 緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</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> 緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</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> 緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は、<u>作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約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、照明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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>iii) 操作の成立性</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内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。</p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：代替淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、<u>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。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</u> ・上記の操作は、<u>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。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：代替淡水貯槽）</u> ・上記の操作は、<u>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。</u></p> <p><u>【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内へのスプレイの場合）】（水源：西側淡水貯水設備）</u> ・上記の操作は、<u>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。</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。<u>代替格納容器スプレイ冷却系（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</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。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>相違理由① 相違理由⑱⑳</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㉑</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. 6 原子炉格納容器内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. 格納容器代替除熱</p> <p>(a) <u>ドライウエル冷却系</u>による原子炉格納容器内の代替除熱 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧ができず、原子炉格納容器からの除熱手段がない場合に、<u>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備</u>により原子炉補機冷却系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、<u>ドライウエル冷却系送風機</u>を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。 ドライウエル冷却系送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、<u>ドライウエル冷却系冷却器コイル</u>表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する。 なお、<u>常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備</u>に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>i. 手順着手の判断基準 <u>発電用原子炉の注水機能が喪失し、代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系</u>による原子炉格納容器内の除熱ができず、<u>常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備</u>により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合。</p> <p>ii. 操作手順 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6_6図に、概要図を第1.6_21図及び第1.6_22図に、タイムチャートを第1.6_23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<u>ドライウエル冷却系</u>による原子炉格納容器内の代替除熱の準備開始を指示する。 ②現場運転員C及びDは、<u>ドライウエル冷却系</u>による原子炉格納容器内の代替除熱に必要な送風機、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、<u>ドライウエル冷却系</u>による原子炉格納容器内の代替除熱に必要な送風機、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. 格納容器代替除熱</p> <p>(a) <u>ドライウエル内ガス冷却装置</u>による原子炉格納容器内の代替除熱 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧ができず、原子炉格納容器からの除熱手段がない場合に、<u>非常用交流電源設備</u>により原子炉補機冷却系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、<u>ドライウエル内ガス冷却装置送風機</u>を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。 ドライウエル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、<u>ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル</u>表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する。 なお、<u>非常用交流電源設備</u>に関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>i) 手順着手の判断基準 代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱ができず、<u>非常用交流電源設備</u>により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合。</p> <p>ii) 操作手順 ドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6_6図及び第1.6_8図に、概要図を第1.6_23図に、タイムチャートを第1.6_24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<u>ドライウエル内ガス冷却装置</u>による原子炉格納容器内の代替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、<u>ドライウエル内ガス冷却装置</u>による原子炉格納容器内の代替除熱に必要な送風機、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①③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</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①</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⑤</p> <p>相違理由③⑩</p> <p>柏崎は必要な電源の受電操作を記載</p> <p>相違理由③⑩</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. 6 原子炉格納容器内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、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、ドライウエル冷却系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、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成前準備として、ESF盤区分Ⅰ及び区分Ⅱにて隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑥当直副長は、中央制御室運転員にドライウエル冷却系の冷却水通水開始を指示する。</p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成（冷却水通水操作）として、原子炉補機冷却系格納容器外側供給隔離弁(A)、(B)、外側戻り隔離弁(A)、(B)及び内側戻り隔離弁(A)、(B)の全開操作を実施し、原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇を確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑧中央制御室運転員A及びBは、ドライウエル冷却系送風機起動前準備として、常用換気空調系盤にてリレー引抜きにより、起動阻止隔離信号を除外する。</p> <p>⑨当直副長は、中央制御室運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の開始を指示する。</p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、ドライウエル冷却系送風機(A)、(B)及び(C)の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇率が緩和することを確認する。</p> <p>iii. 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ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱開始まで約45分で可能である。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、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>③発電長は、運転員等にドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成を指示する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、原子炉補機冷却水系隔離弁、ドライウエル内ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系入口弁及びドライウエル内ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系出口弁を開とし、ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルへの冷却水通水を開始する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、ドライウエル内ガス冷却装置送風機の起動阻止信号が発信している場合は除外操作を実施する。</p> <p>⑥発電長は、運転員等にドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱の開始を指示する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、ドライウエル内ガス冷却装置送風機を起動し、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉格納容器内の温度の上昇が緩和することを確認する。</p> <p>iii) 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名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドライウエル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の代替除熱開始まで10分以内で可能である。</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。 東二は隔離信号の除外操作は⑤で実施。 相違理由①③②⑩</p> <p>相違理由①③②⑩</p> <p>相違理由①③②⑩ 柏崎は隔離信号の除外操作は⑤で実施。 相違理由①③②⑩</p> <p>相違理由①③②⑩ 相違理由②⑩</p> <p>相違理由① 相違理由⑱</p> <p>相違理由②⑩</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1. 6 原子炉格納容器内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1.6.26図に示す。</p> <p>外部電源、代替交流電源設備等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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。<u>復水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、<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及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <p>外部電源、<u>常設代替交流電源設備等</u>により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却系送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p>	<p>c. 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1.6-29図に示す。</p> <p>外部電源、<u>常設代替交流電源設備</u>により交流動力電源が確保できた場合、<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。<u>代替淡水貯蔵槽</u>が使用できない場合、<u>消火系、補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>により原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系、補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段については、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。</u></p> <p><u>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系、補給水系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統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格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、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を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替えに時間を要することから、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に実施する。</u></p> <p>外部電源、<u>非常用交流電源設備</u>により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動による原子炉格納容器内の代替除熱を実施する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑨</p> <p>相違理由②⑨</p> <p>東二の交流動力電源が確保できない場合の操作を記載。</p> <p>東二は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を同時並行で準備する。また、スプレイ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スプレイを開始する旨を明記している。</p> <p>東二の消火系と補給水系は閉止フランジで系統分離しているため、使用にあたっては時間を要する。</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. 6 原子炉格納容器内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) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は<u>原子炉補機冷却系</u>の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備又は<u>第二代替交流電源設備</u>により残留熱除去系の電源を復旧し、<u>原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備及び<u>第二代替交流電源設備</u>に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>(2) サポート系故障時の対応手順</p> <p>a. 復旧</p> <p>(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は<u>残留熱除去系海水系</u>の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高压電源装置</u>により残留熱除去系の電源を復旧し、<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</u>により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。</u></p> <p>なお、常設代替交流電源設備として使用する<u>常設代替高压電源装置</u>に関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p><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関する手順等</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>相違理由⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑦⑰</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑩</p> <p>他逐条に整理する内容を記載</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. 6 原子炉格納容器内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. 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、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D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。</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（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱については、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に到達した場合に行う。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6.6図に示す。また、概要図は第1.6.16図、タイムチャートは第1.6.17図と同様である。</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）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで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。</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、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を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。</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: 設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、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、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順については、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動、停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-19図、タイムチャートは第1.6-20図と同様である。</p> <p>iii) 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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。</p>	<p>相違理由⑩ 東二は受電経路具体的に示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③ 相違理由③⑨</p> <p>相違理由⑦</p> <p>相違理由③ 相違理由⑤</p> <p>相違理由③（手順書名の相違）</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤</p> <p>相違理由⑩ 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. 6 原子炉格納容器内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) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（S/P冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱ができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（S/P冷却モード）にてサプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施する。</p> <p>なお、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。</p>	<p>(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プールの除熱</p> <p>全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱ができない場合は、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残留熱除去系の電源を復旧し、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より冷却水を確保することで、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）にてサプレッション・プールの除熱を実施する。</p> <p>なお、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関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p><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関する手順等については、「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>相違理由③⑦ 相違理由③ 相違理由⑪ 相違理由⑦⑰ 相違理由③</p> <p>相違理由⑪</p> <p>他逐条に整理する内容を記載</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. 6 原子炉格納容器内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. 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、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系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（S/P冷却モード）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。</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:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii. 操作手順</p> <p>残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱については、「1.6.2.1(2)a.(b)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6.6図に示す。また、概要図は第1.6.18図、タイムチャートは第1.6.19図と同様である。</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）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(A)（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱開始まで15分以内で可能である。</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、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を受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。</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:設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。</p> <p>ii) 操作手順</p> <p>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱については、「1.6.2.1(2)a.(b)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、手順の対応フローを第1.6-6図及び第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-21図、タイムチャートは第1.6-22図と同様である。</p> <p>iii) 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残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの除熱開始まで2分以内で可能である。</p>	<p>相違理由⑩ 東二は受電経路具体的に示す。 相違理由③</p> <p>相違理由③ 相違理由③⑨</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③（手順書名の相違） 相違理由③</p> <p>相違理由⑤ 相違理由⑤</p> <p>相違理由⑩ 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. 6 原子炉格納容器内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1.6.26図に示す。</p> <p>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交流電源が確保できた場合、<u>原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びS/P冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びS/P冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</u></p>	<p>b. 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1.6-29図に示す。</p> <p>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交流動力電源が確保できた場合、<u>残留熱除去系海水系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。残留熱除去系海水系が運転できない場合、緊急用海水系を運転し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。緊急用海水系の運転ができない場合、代替残留熱除去系海水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替残留熱除去系海水系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</u></p>	<p>相違理由⑤ 相違理由⑩ 相違理由⑦ 相違理由③ 相違理由⑰ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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>1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、<u>スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。</u></p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*1}。</p> <p>※1: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、<u>格納容器内圧力(D/W)</u>、<u>格納容器内圧力(S/C)</u>、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>、<u>サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に達した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.6.24図に示す。</p>	<p>1.6.2.3 設計基準事故対処設備による対応手順</p> <p>(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動/停止を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*1}。</p> <p>※1: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、<u>ドライウエル圧力</u>、<u>サブプレッション・チェンバ圧力</u>、<u>ドライウエル雰囲気温度</u>、<u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）<u>A系</u>による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。<u>ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動、停止の判断基準（第1.6-4表）に従い実施する（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様。）。</u></p> <p>概要図を第1.6-25図に、<u>タイムチャートを第1.6-26図に示す。</u></p>	<p>相違理由④</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>東二では流量調整弁が無いことから記載無し</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由③</p> <p>A系を先に書く理由：東二では判断基準によって使用する手順が違う。</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. 6 原子炉格納容器内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>中央制御室運転員に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内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 及び B は、<u>残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。</u></p> <p>③当直副長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.4表）に基づき原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し、<u>中央制御室運転員に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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。</u></p> <p>④^aD/W スプレイの場合 <u>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の全開操作を実施し、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁を調整開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p> <p>④^bS/P スプレイの場合 <u>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を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</u></p>	<p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、<u>運転員等に残留熱除去系ポンプ（A）の起動を指示する。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>残留熱除去系ポンプ（A）を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>③発電長は、<u>運転員等に原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に従い原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。</u></p> <p>④^aD/Wスプレイ又はS/Cスプレイの場合 <u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を開とする。</u></p> <p>④^bD/Wスプレイ及びS/Cスプレイの場合 <u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁及び残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁を開とする。</u></p> <p>⑤<u>運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉とする。</u></p>	<p>相違理由⑱⑳㉑㉒</p> <p>相違理由⑱⑳㉑ 相違理由⑱⑳㉑㉒</p> <p>相違理由⑵⑱⑳㉑ 相違理由⑱⑳㉑ 相違理由⑳㉒</p> <p>相違理由⑱⑳㉑㉒</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑳</p> <p>東二では系統構成を手順で示している</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. 6 原子炉格納容器内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>⑤中央制御室運転員A及びBは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>なお、格納容器内圧力(D/W)，サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6.4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁</u>，<u>残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁</u>及び<u>残留熱除去系S/Pスプレイ注入隔離弁の全閉操作を実施後</u>，<u>残留熱除去系注入弁の全開操作を実施し</u>，原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>⑥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<u>残留熱除去系系統流量</u>の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、<u>発電長</u>に報告する。なお、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器内へのスプレイは、<u>流量調整が不可能である。</u></p> <p>なお、<u>ドライウエル圧力</u>，<u>ドライウエル雰囲気温度</u>，<u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u>又は<u>サブプレッション・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6.4表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、<u>ドライウエル圧力</u>，<u>サブプレッション・チェンバ圧力</u>，<u>ドライウエル雰囲気温度</u>，<u>サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</u>又は<u>サブプレッション・プール水位指示値</u>が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.4表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。</p> <p>※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、<u>残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁</u>及び<u>S/Cスプレイ弁の全閉操作を実施後</u>，<u>残留熱除去系A系注入弁の全開操作を実施し</u>，原子炉圧力容器へ注水する。</p>	<p>相違理由⑱⑳㉑ 相違理由⑱⑳㉑ 東二では残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に流量調整弁が無い</p> <p>相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 相違理由③ 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. 6 原子炉格納容器内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 上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</p> <p>(2) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱 残留熱除去系（S/P冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（S/P冷却モード）を起動し、サブプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 下記のいずれかの状態に該当した場合。 ・逃がし安全弁開固着 ・サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上 ・サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上</p> <p>b. 操作手順 残留熱除去系（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱手順の概要は以下のとおり。 概要図を第1.6.25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、中央制御室運転員に残留熱除去系（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱の準備開始を指示する。 ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプの起動操作を実施する。 ③中央制御室運転員A及びBは、当直副長に残留熱除去系（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱の準備完了を報告する。 ④当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（S/P冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱の開始を指示する。</p>	<p>c. 操作の成立性 上記の中央制御室対応は運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内で可能である。</p> <p>(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系を起動し、サブプレッション・プールの除熱を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 下記のいずれかの状態に該当した場合。 ・逃がし安全弁開固着 ・サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上</p> <p>b. 操作手順 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）B系によるサブプレッション・プールの除熱手順も同様。）。 概要図を第1.6-27図に、タイムチャートを第1.6-28図に示す。</p> <p>①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系ポンプ（A）の起動を指示する。 ②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。 ③発電長は、運転員等に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）A系によるサブプレッション・プールの除熱の開始を指示する。 ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系テスト弁を開とする。 ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉とする。</p>	<p>相違理由⑱⑳㉑</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑱⑳㉑</p> <p>相違理由⑱⑳㉑ 数値の明確化 東海操作手順②で記載されている</p> <p>相違理由③⑱⑳㉑</p> <p>柏崎手順⑤にて記載</p> <p>東二では系統構成を手順で示している。</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. 6 原子炉格納容器内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>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>残留熱除去系試験用調節弁を調整開とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサプレッション・チェンバ・プール水の温度の低下によりサプレッション・チェンバ・プールの除熱が開始されたことを確認する。</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）にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。</u></p> <p>1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 <u>残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</u> <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></p> <p><u>復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、ディーゼル駆動消火ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）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。</u></p>	<p>⑥運転員等は中央制御室にて、<u>サプレッション・プールの除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇及びサプレッション・プール水の温度の低下により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>c. 操作の成立性 <u>上記の中央制御室対応は運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの除熱開始まで2分以内で可能である。</u></p> <p>1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順 <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> <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></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る常設低圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ、ドライウェル内ガス冷却装置送風機、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順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> <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>相違理由③⑬⑳㉔</p> <p>相違理由⑱㉔㉔</p> <p>相違理由⑪⑰</p> <p>相違理由⑪⑰</p> <p>東二は詳細な電源を明確にしている。 相違理由⑦⑨ 東二は詳細な電源を明確にしている。</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」に整備する。</p>

1.6 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	見出し記号の附番ルールの相違
2	相違理由②	東二は補給水系を代替格納容器スプレイ(自主対策設備)として整備する。
3	相違理由③	設備名称の相違
4	相違理由④	東二は設計基準事故対処設備は重大事故等対処設備と定義している。 柏崎では、設計基準事故対処設備が健全で重大事故等の対処に用いる際、これらの設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置づけている。
6	相違理由⑤	図表番号の附番ルールの相違
7	相違理由⑥	東二はスプレイヘッドを残留熱除去系と位置付けている。柏崎は原子炉格納容器の設備に位置付けている。
7	相違理由⑦	東二は残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器の冷却水として、残留熱除去系海水系を設置している。なお、柏崎は原子炉補機冷却系を残留熱除去系冷却水として使用する。
7	相違理由⑧	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。
10	相違理由⑨	東二は代替格納容器スプレイ系の常設設備として、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、柏崎は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系を使用するため配管等構成にも相違がある。
10	相違理由⑩	東二は常設代替交流電源設備のみで給電が可能であるが、柏崎は常設代替交流電源設備の他、非常用電源設備より給電される。
10	相違理由⑪	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。
11	相違理由⑫	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。
11	相違理由⑬	柏崎は復水補給水系の配管を使用している。
13	相違理由⑭	東二は可搬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。
13	相違理由⑮	東二は接続口を低圧代替注水系配管に含めることで設備に位置付けない。 東二は低圧代替系、代替格納容器スプレイ冷却系の配管・弁を使用するが、柏崎は・復水補給水系配管・弁を使用する系統に相違がある。

1.6 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
17	相違理由⑩	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125m ³ /h/台, 東二200m ³ /h/台)
18	相違理由⑪	東二は残留熱除去系海水系の代替設備として、常設の緊急用海水ポンプを使用した緊急用海水系及び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設し、残留熱除去系に冷却水を供給できる。
28	相違理由⑫	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。
29	相違理由⑬	東二のスプレイマネージメントは早期な格納容器ベントを回避するためにサプレッション・プール水位についても考慮している。
30	相違理由⑭	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。
30	相違理由⑮	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)
30	相違理由⑯	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
30	相違理由⑰	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。
31	相違理由⑱	東二は指示値の明確化
32	相違理由⑲	東二の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によるスプレイ先として、スプレイによる除熱効果が低いサプレッション・チェンバを設計上考慮していない。
33	相違理由⑳	東二は早期格納容器ベントを回避するためサプレッション・プール水位の上昇を抑制できる連続スプレイを選定している。
54	相違理由㉑	優先する号機の相違
55	相違理由㉒	東二ではD/WスプレイとS/Cスプレイの片方又は両方を行う場合があり2ケースを記載している。
60	相違理由㉓	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。

柏崎刈羽原子力発電所／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><u>(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減圧及び除熱</p> <p><u>(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>(c)</u> 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 <u>(a)</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</p> <p><u>(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減圧及び除熱</p> <p><u>(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</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 <u>a.</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>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】</p> <p>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】</p> <p>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。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>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。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>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。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>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。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>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><u>(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</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>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><u>(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</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。</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。 柏崎は後段(b) 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
<p><u>・代替原子炉補機冷却系</u></p> <p>・可搬型代替注水ポンプ (A-2級)</p> <p>・サプレッション・チェンバ</p> <p><u>・防火水槽</u></p> <p><u>・淡水貯水池</u></p> <p>・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ</p> <p><u>・高圧炉心注水系配管・弁</u></p> <p><u>・復水補給水系配管・弁</u></p> <p><u>・給水系配管・弁・スパージャ</u></p> <p><u>・格納容器スプレイ・ヘッド</u></p> <p>・ホース</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・原子炉格納容器</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><u>・可搬型代替交流電源設備</u></p> <p><u>・代替所内電気設備</u></p> <p>・燃料補給設備</p> <p><u>【引用ここまで】</u></p>	<p>・<u>残留熱除去系熱交換器</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u></p> <p>・<u>残留熱除去系海水系ストレーナ</u></p> <p>・<u>緊急用海水ポンプ</u></p> <p>・<u>緊急用海水系ストレーナ</u></p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプ</p> <p>・サプレッション・チェンバ</p> <p>・代替淡水貯槽</p> <p>・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・<u>スプレイヘッド</u></p> <p>・<u>代替循環冷却系配管・弁</u></p> <p>・ホース</p> <p>・原子炉圧力容器</p> <p>・原子炉格納容器</p> <p>・常設代替交流電源設備</p> <p>・燃料給油設備</p>	<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、ブ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、可搬型代替注水大型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（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内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。 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。 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⑧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⑱</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑱</p> <p>相違理由⑱</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>(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、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>東二は前段 (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>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、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】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><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、フィルタ装置、<u>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ポンプ、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）、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、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。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】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、残留熱除去系熱交換器、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、サブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド、代替循環冷却系配管・弁、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>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、フィルタ装置、<u>圧力開放板、移送ポンプ、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、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置遮蔽、配管遮蔽、第二弁操作室遮蔽、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、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、第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）、窒素供給配管・弁、移送配管・弁、補給水配管・弁、原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む）、真空破壊弁、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、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。</u></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> 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、<u>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⑭④</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⑭④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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><u>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</u></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><u>(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</u></p> <p><u>i. 手順着手の判断基準</u></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><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>※2: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。</p> <p>※3: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。</p> <p><u>※4: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>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) 交流動力電源が健全である場合の対応手順</p> <p><u>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</u></p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、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。</p> <p><u>(a) 手順着手の判断基準</u></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。</p> <p>※3：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。</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><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><u>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> <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><u>⑦ 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の準備完了を当直副長に報告する。</u></p> <p><u>⑧ 当直副長は、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><u>⑨ 中央制御室運転員 A 及び B は、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><u>⑩ 現場運転員 C 及び D は、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><u>⑪ 現場運転員 E 及び F は、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><u>③ 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>④ 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>⑤ 運転員等は、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><u>⑥ 発電長は、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><u>⑦ 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><u>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）</u></p> <p><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><u>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。</u></p> <p><u>⑭^a 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><u>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。</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><u>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）</u> 発電長は、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。</p> <p><u>⑨^a 運転員等は中央制御室にて、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><u>⑩^a 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。</u></p> <p><u>⑪^a 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。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><u>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、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> 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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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（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><u>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始まったことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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）</u> <u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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始まっ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。</u></p> <p><u>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。</u> <u>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。</u> <u>※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。</u></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><u>iii. 操作の成立性</u> 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> <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 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、<u>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> 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、<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、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> 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、<u>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 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分以内と想定する。</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> ・<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> <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 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、<u>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> 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、<u>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> 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、<u>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由⑮⑳</p> <p>相違理由②</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>

柏崎刈羽原子力発電所／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、<u>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、<u>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中央制御室運転員 A 及び B は、格納容器ベント開始後、<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（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現場運転員 C 及び D は、<u>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中央制御室運転員 A 及び B は、<u>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運転員等は中央制御室にて、<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運転員等は、格納容器ベント開始後、<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、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⑩㉑</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"> ・<u>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。 <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"> ・<u>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。 <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"> ・<u>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。 <p>【S/C側ベントの場合】</p> <p><u>サブプレッション・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】</p> <p><u>サブプレッション・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) <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、サブプレッション・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> <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、サブプレッション・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、サブプレッション・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> <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> <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分以内と想定する。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> フィルタ装置スクラビング水補給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><u>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）</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><u>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）</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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></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</u>】（水源：代替淡水貯槽）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<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>【<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</u>】（水源：淡水タンク）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<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>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><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>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>【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>(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> <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>格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は、<u>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。</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、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。</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></p> <p>i) <u>手順着手の判断基準</u> <u>格納容器ベント停止可能※1と判断した場合。</u> <u>※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。</u></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。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉓と示す。</p> <p>相違理由① 相違理由②⑬</p> <p>相違理由① 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>

柏崎刈羽原子力発電所／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>・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><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>・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、<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><u>(e) 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ</u></p> <p>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><u>i. 手順着手の判断基準</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置を停止した場合。</p> <p><u>ii. 操作手順</u></p> <p>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、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。</p> <p>②当直副長は、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。</p> <p>③中央制御室運転員A及びBは、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。</p> <p>④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。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、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。</p> <p>⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパージの開始を指示する。</p>	<p><u>(e) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換</u></p> <p>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、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。</p> <p><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p>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。</p> <p><u>ii) 操作手順</u></p> <p>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。</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。</p> <p>②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。</p> <p>③重大事故等対応要員は、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。</p> <p>④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。</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 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、窒素ガスパーズ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>【引用ここまで】</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>東二は不活性ガス（窒素）置換後の系統構成は不要。</p> <p>相違理由① 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><u>(d) 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><u>i. 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><u>ii. 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><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（水抜き）の準備開始を指示する。</u></p> <p><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><u>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。</u></p>	<p><u>(f) フィルタ装置スクラビング水移送</u></p> <p><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><u>i) 手順着手の判断基準</u></p> <p><u>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、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><u>ii) 操作手順</u></p> <p><u>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。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><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水張りの準備開始を依頼する。</u></p> <p><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水張りの準備開始を指示する。</u></p> <p><u>③発電長は、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><u>④運転員等は中央制御室にて、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><u>⑤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に必要な系統構成を指示する。</u></p> <p><u>⑥運転員等は中央制御室にて、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><u>⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、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><u>⑧運転員等は、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⑮</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⑮⑳</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>④緊急時対策本部は、<u>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。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>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。</u></p> <p>⑥緊急時対策本部は、<u>当直長にフィルタ装置の水位を監視するよう依頼する。</u></p> <p>⑦当直副長は、<u>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。</u></p> <p>⑧中央制御室運転員Aは、<u>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。</u></p> <p>⑨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>⑩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>⑪緊急時対策要員は、<u>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。</u></p> <p>⑫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（水抜き）の完了を報告する。</u></p>	<p>⑨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を指示する。</u></p> <p>⑩運転員等は<u>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。</u></p> <p>⑪運転員等は、<u>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。</u></p> <p>⑫発電長は、<u>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。</u></p> <p>⑬重大事故等対応要員は、<u>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。</u></p> <p>⑭災害対策本部長代理は、<u>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。</u></p> <p>⑮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>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⑫～⑮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、<u>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。</u></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②⑤～②⑮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②⑰～②⑳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②㉔～②㉕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)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)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<u>緊急時対策本部は、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<u>当直副長は、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<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<u>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<u>緊急時対策要員は、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<u>緊急時対策本部は、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)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 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)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 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)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 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)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 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)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、タイムチャートを第1.7.18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、緊急時対策要員にドレンタンク水抜きを指示する。</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。</p> <p>③緊急時対策本部は、当直長にドレンタンクの水位を確認するよう依頼する。</p> <p>④当直副長は、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。</p> <p>⑤中央制御室運転員Aは、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。</p> <p>⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にドレン移送ポンプ停止操作を依頼する。</p> <p>⑦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>⑧緊急時対策要員は、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。</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>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閉確認を実施する。</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、下部ドライウエ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エ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 (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。</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始まっ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、運転員に<u>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、運転員等に<u>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、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。</p> <p>③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、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。</p> <p>④現場運転員C及びDは、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全開にする。</p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、薬液注入準備完了を確認した後に、復水補給水系流量(RHR 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、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、現場運転員C及びDへ薬液注入操作を指示する。</p> <p>⑥現場運転員C及びDは、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戻り弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑦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>⑧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>③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁及び残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁の全閉を確認する。</p> <p>④運転員等は中央制御室にて、弁駆動用窒素供給弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑤発電長は、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指示する。</p> <p>⑥運転員等は中央制御室にて、圧送用窒素供給弁の全開操作を実施し、薬液タンク圧力の上昇を確認する。</p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、薬液注入窒素作動弁の全開操作を実施し、薬液注入が開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。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、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、薬液注入を停止したことを発電長に報告する。</p>	<p>相違理由⑮⑯</p> <p>相違理由⑮⑯</p> <p>相違理由⑮⑯ 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⑮⑯ 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⑮⑯ 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>⑲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>⑳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>㉑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>㉒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。 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>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 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 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}。 ※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: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>(b) 操作手順 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。</p> <p>①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。 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。 ③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。 ④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する。 ⑤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。 ⑥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る。 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。 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>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 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⑱ 相違理由② 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</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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</p> <p>相違理由⑥</p> <p>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>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（ドライウエル側）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エ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⑲⑱⑳</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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"> ・第二弁操作室空気ポンプ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</p> <p>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><u>【以下、ページ83より当該箇所を引用】</u></p> <p><u>(c) 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>なお、操作手順については、<u>「1.7.2.1(1)a.(c)フィルタ装置水位調整（水張り）」</u>の操作手順と同様である。</p> <p><u>【引用ここまで】</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。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><u>(b) 第二弁操作室の正圧化</u> 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、<u>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> なお、操作手順については、<u>「1.7.2.1(1)b.(b) 第二弁操作室の正圧化」</u>の操作手順と同様である。</p> <p><u>(c) 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> なお、操作手順については、<u>「1.7.2.1(1)b.(c) フィルタ装置スクラビング水補給」</u>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>ドレントank水抜き</u> <u>ドレントank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) ドレントank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>代替循環冷却系が<u>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、<u>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。</u></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<u>W/W</u>を経由する経路を第一優先とする。<u>W/W</u>ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、<u>D/W</u>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、<u>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。</u></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、<u>弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。</u></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<u>S/C</u>を経由する経路を第一優先とする。<u>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</u>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、<u>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。</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>

1.7 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	見出し記号の附番ルールの相違
1	相違理由②	設備名称又は系統構成の相違
2	相違理由③	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。
2	相違理由④	柏崎は薬液を格納容器内へ直接スプレイするが、東二はサブレーション・プールへ薬液を注入している。
2	相違理由⑤	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。
4	相違理由⑥	図表番号の附番ルールの相違
6	相違理由⑦	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。 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。
7	相違理由⑧	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素フィルタを設置している。
7	相違理由⑨	東二は遠隔人力操作機構による操作にて、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ため、第二弁操作室を設置する。
8	相違理由⑩	東二のベント弁は電動駆動のため操作用ボ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、制御電源や操作用ボンベが必要。
8	相違理由⑪	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。
9	相違理由⑫	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。
9	相違理由⑬	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。
10	相違理由⑭	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。
10	相違理由⑮	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。
12	相違理由⑯	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。
12	相違理由⑰	東二は使用する設備を明確に記載。
13	相違理由⑱	東二は判断に必要な情報として数値を記載している。
17	相違理由⑲	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。
19	相違理由⑳	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。
26	相違理由㉑	格納容器ベント停止判断基準の相違。

1.7 比較表の相違理由一覧

27	相違理由⑳	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。
28	相違理由㉑	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。

柏崎刈羽原子力発電所／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>(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熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備</u></p> <p><u>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、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び熔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熔融炉心を冠水冷却し、MCCIの抑制及び熔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）の床面に落下した熔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）の床面に落下する熔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）の床面に落下した熔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侵食を抑制する。</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が格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下「格納容器ドレンサンプ」という。）へ流入することを防止し、コンクリートの侵食及びペDESTAL（ドライウエル部）構造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ンネック構造とする。</u></p> <p>なお、「<u>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</u>」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<u>ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持する。</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FCI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>

柏崎刈羽原子力発電所／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>代替淡水貯蔵</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蔵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<u>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。</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> <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<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⑳</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圧力容器への注水 高圧代替注水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。 ・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圧力容器への注水</u> <u>補給水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> ・<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>原子炉圧力容器</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圧力容器への注水 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水^{※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ノズ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 ・ <u>復水補給水系配管</u> ・ 高圧炉心注水系配管・弁 ・ <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> ・ 原子炉圧力容器 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型直流電源設備 ・ <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> ・ 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>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> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ <u>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</u> ・ 原子炉圧力容器 ・ 常設代替直流電源設備 ・ 可搬型代替直流電源設備 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替交流電源設備 ・ <u>燃料給油設備</u> <p>※3：高圧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。</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⑳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、可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，<u>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>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、<u>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>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し、原子炉压力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。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>溶融炉心のペ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溶融炉心を冷却することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。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、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多様なハザード対応手順に定める（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>及び重大事故等対応要員の対応として「<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②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②⑥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>[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]</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）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（<u>復水貯蔵槽</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、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>(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>】</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）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（<u>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<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:「<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>(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</p> <p>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②⑦ 相違理由①</p> <p>相違理由①②⑦ 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⑭⑮⑲⑳㉑ 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①⑭⑲ 相違理由⑲ 相違理由①⑲ 相違理由⑲ 相違理由①⑲ 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）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。</p> <p>⑨^a 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合 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。 なお、格納容器下部水位にて+2m（総注水量 180m³）到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p>	<p>⑦発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始を指示する。</p> <p>【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】</p> <p>⑧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、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。 なお、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。</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低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、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（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><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、<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</p> <p>相違理由②⑧</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑭⑳</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉒</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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①②⑤⑦⑧⑩ 相違理由① 相違理由② 柏崎は原子炉格納容器への注水流量確保 相違理由⑬ 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整弁、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（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、ホース接続及び起動操作を行い、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。また、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、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、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。</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、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、当直副長の依頼に基づき、格納容器下部水位にて+2m（総注水量180m³）到達後、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、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、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注水流量調整弁の全開操作を実施し、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。また、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、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、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、発電長に報告する。</u></p> <p>【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>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①②⑤⑦⑩ 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①②⑤⑦⑩ 相違理由②⑦</p> <p>相違理由①②⑦ 相違理由③⑩</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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>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>(c) 操作の成立性 <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> <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> <u>[防火水槽を水源とした送水]</u> <u>緊急時対策要員3名にて実施した場合：約125分</u> <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> <u>緊急時対策要員4名にて実施した場合：約140分</u> <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> <u>緊急時対策要員6名にて実施した場合：約330分</u> <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>【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>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>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、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>相違理由①②⑦ 相違理由③③</p> <p>相違理由③③</p> <p>相違理由③③</p> <p>相違理由③③</p> <p>柏崎は中央制御室操作及び現場操作を分割して記載</p> <p>相違理由①②⑦ 相違理由①②⑦ 相違理由②⑦</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名にて実施した場合，1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名にて実施した場合，1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名にて実施した場合，1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. 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、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熔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、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、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①㉔㉕ 相違理由⑭⑱ 相違理由㉔</p> <p>相違理由①⑧㉕ 相違理由①㉔ 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>[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]</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、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が<u>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>【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】</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操作</u>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①⑳㉑㉒</p> <p>相違理由①㉑</p> <p>東二は電動弁の名称を記載</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：1.8 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、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格納容器下部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。</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。</p> <p>⑨当直副長は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。</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、消火系によるペ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>⑥運転員等は、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。</p> <p>⑦発電長は、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。</p> <p>⑧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>⑨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。</p> <p>⑩発電長は、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。</p>	<p>東二固有の手順</p> <p>相違理由①②⑤⑦⑧⑩</p> <p>相違理由②⑦</p> <p>相違理由①②⑤⑦⑧⑩ 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低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、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</u>で可能である。 <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</u>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、<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>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、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）の床面に落下した溶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 <u>溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合</u></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 <u>溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合</u></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低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、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>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で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、高圧炉心スプレイ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>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⑩ 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⑭ 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⑭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。</u></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、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>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系（常設）が使用可能か確認する。</u></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。</u></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⑳㉑</p> <p>東二固有の手順</p> <p>相違理由㉕㉖</p> <p>東二は②の電源切替え後の確認を実施</p> <p>相違理由㉗</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>原子炉压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）による原子炉压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>原子炉压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压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>原子炉压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压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压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）による原子炉压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>原子炉压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压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⑨⑳㉑ 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⑳⑳㉑ 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⑨⑳㉑㉒ 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 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<u>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。</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>(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）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。</u></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、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}。</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、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）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>相違理由③⑦ 相違理由②</p> <p>相違理由⑭⑰ 相違理由⑭⑱</p> <p>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 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 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⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑯⑳㉑ 相違理由⑯ 相違理由⑯</p> <p>相違理由⑯ 相違理由⑯ 相違理由⑯⑳㉑ 相違理由⑯ 相違理由⑯</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 L 0 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⑭⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳⑳</p> <p>柏崎固有の操作</p> <p>相違理由⑭⑳⑳⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>東二では「注水-1」にて水位を L 0 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压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压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压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压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</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉒</p> <p>相違理由㉓</p> <p>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> <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> <u>※2：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系による原子炉圧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系による原子炉圧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系による原子炉圧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系による原子炉圧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系による原子炉圧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> <p>相違理由⑭⑱</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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、<u>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。</u></p> <p>③現場運転員C及びDは、<u>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。</u></p> <p>④中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></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、<u>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。</u></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、<u>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。</u></p> <p>②運転員等は中央制御室にて、<u>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。</u></p> <p>③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>④発電長は、<u>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。</u></p> <p>⑤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>相違理由⑦ 相違理由⑳⑳</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⑳⑳ 相違理由㉑</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㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量確保 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：1.8 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> <u>また、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⑭⑳⑳⑳⑳⑳ 相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑧⑭⑳⑳⑳⑳ 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、<u>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></u></p> <p><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></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、<u>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></u></p> <p><u>※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></u></p> <p><u>※2：<u>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></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⑭</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>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> ※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> ※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（サブプレッション・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㉒</p> <p>相違理由㉓㉔</p> <p>相違理由㉔</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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</p> <p>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㉛</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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>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。</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、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}。</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。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>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。</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）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。</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）による原子炉格納容器下部への注水（初期水張り）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）による原子炉格納容器下部への注水（初期水張り）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、初期水張りを実施する際と同様の順で対応手段を選択し、原子炉格納容器下部へ注水する。</u></p> <p>なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、<u>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できた場合に実施する。</u></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）の水位確保操作を実施する。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）の水位確保操作を実施する。また、原子炉圧力容器が破損し、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）の水位確保を実施する際と同様の順で対応手段を選択し、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。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）への水張りを実施する。</u></p> <p>なお、消火系によるペ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できた場合に実施する。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。</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>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>

1.8 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	東二では原子炉格納容器の下部を「ペDESTAL(ドライウェル部)」と定義付けている。
1	相違理由②	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。
2	相違理由③	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で設備であるため、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。
2	相違理由④	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。
3	相違理由⑤	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。
5	相違理由⑥	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。 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。
7	相違理由⑦	図表番号の附番ルールの相違
9	相違理由⑧	見出し記号の附番ルールの相違
9	相違理由⑨	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。
9	相違理由⑩	東二は原子炉格納容器ドレン系配管・弁をペDESTALの構造物と位置付けている。
10	相違理由⑪	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。
10	相違理由⑫	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。

1.8 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
10	相違理由⑬	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。
11	相違理由⑭	設備名称の相違
11	相違理由⑮	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。
11	相違理由⑯	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。
12	相違理由⑰	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。
13	相違理由⑱	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。
15	相違理由⑲	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125m ³ /h/台, 東二200 m ³ /h/台)
17	相違理由⑳	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。
20	相違理由㉑	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。
20	相違理由㉒	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オ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。
21	相違理由㉓	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オ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。
22	相違理由㉔	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。

1.8 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
26	相違理由⑳	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。
27	相違理由㉑	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。
28	相違理由㉒	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。
28	相違理由㉓	原子炉格納容器下部への注水操作の判断の相違
29	相違理由㉔	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
29	相違理由㉕	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。
30	相違理由㉖	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
31	相違理由㉗	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。
33	相違理由㉘	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する事で対応しているため、手順に相違がある。
52	相違理由㉙	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。

柏崎刈羽原子力発電所／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. 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>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. 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>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>東二は条文要求を引用した手段名称としている。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</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>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、<u>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。</u>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>i) <u>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>ii) <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</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水素爆発防止</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。</p> <p>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</p> <p>相違理由④</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「<u>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</u>」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、「<u>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</u>」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>なお、<u>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水素爆発防止</u> <u>格納容器圧力逃がし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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器圧力逃がし装置</u> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</u> ・<u>フィルタ装置入口水素濃度</u> <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④</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> 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。 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> <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> 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。 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 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・<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、原子炉格納容器及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>格納容器圧力逃がし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、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>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④</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>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：1.9 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>・第二代替交流電源設備</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、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1.9.1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1.9.2表、第1.9.3表）。</p>	<p>東海第二</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) 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」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、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）。</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 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>備考</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>

柏崎刈羽原子力発電所／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 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、<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>⑨当直副長は、<u>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。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員A及びBは、<u>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。</u></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、<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）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。</u></p> <p>⑦発電長は、<u>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。</u></p> <p>⑧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原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給開始を指示する。</u></p> <p>⑨重大事故等対応要員は、<u>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。</u></p> <p>⑩発電長は、<u>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。</u></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>⑳^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>⑳^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>㉑ 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>㉒^a 原子炉格納容器への窒素供給停止前の操作が㉑^a又は㉑^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>㉒^b 原子炉格納容器への窒素供給停止前の操作が㉑^b又は㉑^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>㉓ 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>㉔ 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><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（S/C側）への窒素供給の場合】</u></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分以内と想定する。</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（S/C側）への窒素供給の場合】</u></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分以内と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。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⑬⑭</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④</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑪⑬ 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>(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水素爆発防止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④ 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^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>⑦^b D/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（サブプレッション・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>⑪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>⑫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。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は、フィルタ装置出口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、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（予備ポンペ）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（予備ポンペ）」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>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ズ</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ズ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ズ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ズを指示する。</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パーズ用元弁（二次格納施設側）及び耐圧強化ベント系N₂パーズ用元弁（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ズ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ズ完了まで約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，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，<u>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（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。）。</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①⑯</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水素爆発防止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>

1.9

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	設備名称の相違
1	相違理由②	東二は気体名として「ガス」は記載しない。
2	相違理由③	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。
2	相違理由④	東二は条文要求を引用した手段名称としている。
2	相違理由⑤	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。
3	相違理由⑥	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。
5	相違理由⑦	図表番号の附番ルールの相違
7	相違理由⑧	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。
7	相違理由⑨	見出し記号の附番ルールの相違
7	相違理由⑩	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。
13	相違理由⑪	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。
15	相違理由⑫	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。
16	相違理由⑬	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。
16	相違理由⑭	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
24	相違理由⑮	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。
37	相違理由⑯	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。

柏崎刈羽原子力発電所／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及びブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出</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>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>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 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><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</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> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由①</p> <p>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の排出」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（放水砲用） ・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</p> <p>相違理由①⑥</p> <p>相違理由⑤⑥①</p> <p>相違理由⑥①</p> <p>相違理由⑤①</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</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>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 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190℃に到達した場合で、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。</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190℃に到達した場合</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（<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②</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、原子炉ウエルに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。</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、原子炉ウエ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エ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）により原子炉ウエ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エル注水流量調節弁及びウエル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエ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）による原子炉ウエ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）による原子炉ウエ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）による原子炉ウエ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 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、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。</p> <p>⑦中央制御室運転員A及びBは、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。</p> <p>⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。</p> <p>⑨当直副長は、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。</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。</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>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>		相違理由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	<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) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出</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。</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压力容器温度で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1.10-2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</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</p> <p>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</p> <p>原子炉建屋ガス処理系A系による水素の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系による水素の排出手順も同様。）。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⑯</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⑯</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>⑦中央制御室運転員 A は、<u>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。</u></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。</u></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、<u>防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）</u>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、<u>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。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、<u>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。</u></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、<u>放射線防護具</u>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⑹</p>

柏崎刈羽原子力発電所／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<u>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開放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。</u></p> <p>②<u>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開放を指示する。</u></p> <p>③<u>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開放を実施し、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連絡する。</u></p> <p>④<u>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。</u></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>	<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：1.10 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</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>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トップベント</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、原子炉建屋トップベント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) 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</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、<u>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の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>

1.10 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
1	相違理由①	東二は気体名として「ガス」は記載しない。
1	相違理由②	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。
1	相違理由③	東二はサブプレッションプール浄化系は設置していない。
2	相違理由④	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。
2	相違理由⑤	東二は柏崎と同等の設備として原子炉建屋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。
3	相違理由⑥	設備名称の相違
3	相違理由⑦	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。
4	相違理由⑧	図表番号の附番ルールの相違
5	相違理由⑨	見出し記号の附番ルールの相違
5	相違理由⑩	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。
6	相違理由⑪	東二は代替電源設備より給電する設備を整理。柏崎は給電で使用する設備を整理。
6	相違理由⑫	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。
6	相違理由⑬	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。
16	相違理由⑭	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。
16	相違理由⑮	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。
17	相違理由⑯	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。
18	相違理由⑰	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。

【対象項目：2.1 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における事項（その1）】

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(ii) 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における事項</p> <p>a. 可搬型設備等による対応</p> <p>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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。</p> <p>一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。</p> <p>二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。</p> <p>四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</p> <p>(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備</p> <p>大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。</p> <p>大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中か</p>	<p>(ii) 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における事項</p> <p>a. 可搬型設備等による対応</p> <p>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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。</p> <p>a)大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。</p> <p>b)大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>c)大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。</p> <p>d)大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>e)大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</p> <p>(a)大規模損壊発生時の手順書の整備</p> <p>大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、<u>運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書の延長</u>で対応可能なよう配慮する。</p> <p>また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。</p> <p>自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性の</p>	<p>(ii) 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における事項</p> <p>a. 可搬型設備等による対応</p> <p>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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。</p> <p>一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。</p> <p>二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。</p> <p>四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。</p> <p>五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。</p> <p>(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備</p> <p>大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、<u>非常時運転手順書及び重大事故等対策要領（重大事故編）に加え、重大事故等対策要領（大規模損壊編）</u>で対応可能なよう配慮する。</p> <p>また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。</p> <p>自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性の</p>	<p>・付番の差異。</p> <p>・東海第二は「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」を引用し、漢数字。</p> <p>・手順書体系の差異。</p> <p>・東海第二は大規模損壊の手順を整備。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ら発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害により、重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。</p> <p>上記に加え、確率論的リスク評価の結果に基づく事故シナリオグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シナリオへの対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低い場合抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮</p> <p>大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組み合わせについても考慮する。</p> <p>また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。</p> <p>さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。</p> <p>(a-2) 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における考慮</p> <p>テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるよう考慮する。</p>	<p>ある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。</p> <p>これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シナリオグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シナリオについても対応できる手順書として整備する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮</p> <p>大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組み合わせについても考慮する。</p> <p>また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。</p> <p>さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。</p> <p>(a-2) 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における考慮</p> <p>テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。</p>	<p>ある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。</p> <p>これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シナリオグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シナリオについても対応できる手順書として整備する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>(a-1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮</p> <p>大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組み合わせについても考慮する。</p> <p>また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。</p> <p>さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。</p> <p>(a-2) 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における考慮</p> <p>テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。</p>	<p>備考</p> <p>・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</p> <p>大規模損壊発生時の対応手順書については、(a-3-3)項に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、(a-3-3)項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順書等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。</p> <p>大規模損壊により発電用原子炉施設が受ける被害範囲は広範囲であり不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられる。そこで、施設等の被害状況の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、炉心の著しい損傷の緩和、原子炉格納容器の破損緩和、使用済燃料ピットの水位確保及び燃料体等の著しい損傷の緩和又は発電所外への放射性物質の放出低減のために効果的な対応操作を速やかに、かつ臨機応変に選択及び実行する必要があることから、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を手順として定め整備する。</p> <p>また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。</p>	<p>(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</p> <p>大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、<u>発電所対策本部</u>における情報収集、<u>運転員</u>が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷<u>防止</u>のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p>b) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避, 著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 <p>c) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p>	<p>(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</p> <p>大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、<u>災害対策本部</u>における情報収集、<u>当直（運転員）</u>が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷<u>緩和</u>のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p>b) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避, 著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 <p>c) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p>	<p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・大規模損壊では炉心損傷防止と緩和の対策を講じるが、包絡的に「緩和」で記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a-3-1) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p> <p>大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを整備する。また、手順書を有効かつ効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確にする。</p> <p>(a-3-1-1) 大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準</p> <p>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の発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直課長が行う。また、原子力防災管理者又は当直課長が以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するた</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 d) 放射性物質の放出を低減するための対策 <ul style="list-style-type: none"> ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 e) 大規模な火災が発生した場合における消火活動 <ul style="list-style-type: none"> ・消火活動 f) その他の対策 <ul style="list-style-type: none"> ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助 <p>(a-3-1) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p> <p><u>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合は、当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 d) 放射性物質の放出を低減するための対策 <ul style="list-style-type: none"> ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 e) 大規模な火災が発生した場合における消火活動 <ul style="list-style-type: none"> ・消火活動 f) その他の対策 <ul style="list-style-type: none"> ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助 <p>(a-3-1) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p> <p><u>大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを整備する。大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。</u></p> <p><u>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の発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直発電長が行う。また、原子力防災管理者又は当直発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。</u></p>	<p>・柏崎刈羽では大規模損壊発生後も事故時運転操作手順書を基本とした対応操作を行う運用としているが、東海第二では先行PWRと同様にプラント状態等により大規模損壊発生を判断し、大規模損壊発生時の対応手順書に移行する方針。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>めの活動を開始する。</p> <p>(a-3-1-1-1) 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により、発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む） ・使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生した場合 ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合 <p>(a-3-1-1-2) 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合</p> <p>(a-3-1-1-3) 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合</p>	<p>また、<u>発電所対策本部</u>は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。</p> <p><u>発電所対策本部長</u>は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。</p> <p>自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、<u>発電所対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の「(i), d. 手順書の整備, 教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。</u>また、非常招集を行った場合、<u>初動対応要員</u>は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>へ移動する。ただし、<u>地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用でき</u></p>	<p>a) <u>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により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合(中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。)</u> ・<u>使用済燃料プールの損傷により漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合</u> ・<u>炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊(建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等)が発生した場合</u> ・<u>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合</u> <p>b) <u>原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合</u></p> <p>c) <u>当直発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合</u></p> <p><u>災害対策本部</u>は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。</p> <p><u>災害対策本部長</u>は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。</p> <p>また、非常招集を行った場合、<u>災害対策要員(初動)</u>は、<u>緊急時対策所</u>へ移動する。ただし、<u>緊急時対策所が使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・東海第二は文脈から「また、」は不要と判断。 ・組織名称の差異。(以下、同じ差異は記載を省略) ・組織名称の差異。(以下、同じ差異は記載を省略) ・東海第二の大規模損壊発生時の対応手順書適用条件は3段落前に記載。 ・組織名称の差異。(以下、同じ差異は記載を省略) ・設備名称の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a-3-1-2) 緩和操作を選択するための判断フロー</p> <p>大規模損壊時に対応する手順による対応を判断した後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選択する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラント状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所若しくは緊急時対策所（緊急時対策棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、緩和操作を選択するための判断フローに個別操作への移行基準を明確にする。</p> <p>なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づき当該設備の状況確認を実施することにより判断する。</p> <p>(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方</p> <p>環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定</p>	<p>ない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。</p> <p>発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための<u>発電所対策本部</u>で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、<u>事故時運転操作手順書</u>、<u>多様なハザード対応手順及び発電所対策本部の各機能班の対応ガイド等</u>の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして<u>発電所対策本部</u>の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。</p> <p>また、(a-3-2-2)項から(a-3-2-14)項の手順の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。</p> <p><u>当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる(a-3-1-1)、(a-3-1-2)及び(a-3-1-3)項を実施し、それ以外の場合</u></p>	<p>発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための<u>災害対策本部</u>で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、<u>非常時運転手順書</u>、<u>重大事故等対策要領等</u>の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして<u>災害対策本部</u>の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。</p> <p>また、(a-3-2-2)項から(a-3-2-14)項の手順の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。</p> <p>対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に<u>災害対策本部長</u>が行う。<u>大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a-3-1-1)、(a-3-1-2)項を実施する。</u></p>	<p>(以下、同じ差異は記載を省略)</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二は緊急対策所が使用できない場合として、津波に限定しない。 東海第二発電所はシングルユニットのため各号炉毎対応操作は不要。(以下、同じ差異は記載を省略) 整備する手順書の差異。 東海第二では、大規模損壊対応における対応操作判断の責任者は災害対策本部長。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>し、事故を収束させる対応を行う。</p> <p>また、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、（a-3-3-1）項に示す5つの項目に関する緩和等の措置の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。</p> <p>さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定しホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋等の損壊によるがれきの撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。</p> <p>対応の優先順位については、把握した対応可能な要員数、使用可能な設備及び施設の状況に応じて選定する。</p> <p>（a-3-2-1）発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合</p> <p>プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観から施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。</p> <p>外観から原子炉格納容器が健全であることや原子炉施設周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和措置を優先して実施</p>	<p>については、次に掲げる(a-3-1-2)及び(a-3-1-3)項を実施する。</p> <p><u>当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、発電所対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。</u></p> <p>また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、<u>可搬型直流電源装置やテスト等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための運転員、号機班員等を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いた可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。</u>パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。</p> <p>初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視</p>	<p>当直発電長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、<u>災害対策本部に報告し、各班の責任者（本部員）は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。</u></p> <p>また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、<u>代替直流電源設備（可搬）や可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、通行可能なアクセスルートにより、パラメータ監視のための当直（運転員）、重大事故等対策要員等を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いた可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。</u>パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。</p> <p>初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視</p>	<ul style="list-style-type: none"> 組織名称の差異。 （以下、同じ差異は記載を省略） 東海第二では、当直発電長の指揮下で対応できない場合は、大規模損壊として扱う。 組織名称の差異。 （以下、同じ差異は記載を省略） 東海第二は災害対策本部が対応操作等を判断。 東海第二の各班の責任者は本部員。 設備名称の差異。 東海第二では、火災影響評価に基づき火災の影響を受けにくい優先ルートを使用。 組織名称の差異。 （以下、同じ差異は記載を省略）

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の措置を実施する。</p> <p>使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや使用済燃料ピット周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は建屋内部又は外部からのスプレイを行う。</p> <p>(a-3-2-2) 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合</p> <p>プラント監視機能が健全である場合には、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、緩和操作を選択するための判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に環境への放射性物質の放出低減を目的に優先的に実施すべき対応操作とその実行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。</p> <p>なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。</p>	<p>機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は、先ず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。</p> <p>(a-3-1-1) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合</p> <p><u>中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、発電所対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合 ・中央制御室と連絡が取れない場合 ・運転員による対応操作では限界があり、発電所対策本部長の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合 <p>(a-3-1-2) 当面達成すべき目標の設定</p> <p>発電所対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。</p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。</p>	<p>機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれもが採取できない場合は、先ず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。</p> <p>(a-3-1-1) 当面達成すべき目標の設定</p> <p>災害対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、<u>環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。</u></p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、災害対策要員の安全確保を最優先とする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本項目については、東海第二では、大規模損壊の適用条件(P.5)に含まれているため、ここでの記載は不要とした。 ・付番の差異。 ・基本的な考え方を記載 ・組織名称の差異。 ・東海第二の災害対策要員は、自衛消防隊

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。</p> <p>・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。</p> <p>・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。</p> <p>・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷、かつ、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。</p> <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。</p> <p>(a-3-1-3) 個別戦略を選択するための判断フロー</p> <p>発電所対策本部は、(a-3-1-2)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。</p> <p>a) 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水</p> <p>発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</p> <p>b) 設定目標：原子炉格納容器の破損回避</p> <p>基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。</p> <p>原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏れ出す状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>c) 設定目標：使用済燃料プール水位確保</p> <p>使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状</p>	<p>・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。</p> <p>・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。</p> <p>・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。</p> <p>・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷、かつ、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。</p> <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。</p> <p>(a-3-1-2) 個別戦略を選択するための判断フロー</p> <p>災害対策本部は、(a-3-1-1)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。</p> <p>a) 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水</p> <p>発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</p> <p>b) 設定目標：原子炉格納容器の破損回避</p> <p>基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。</p> <p>原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏れ出す状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>c) 設定目標：使用済燃料プール水位確保</p> <p>使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状</p>	<p>及び当直(運転員)も含める。(以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・付番の差異。</p> <p>・付番の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a-3-3) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書</p> <p>大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、以下の (a-3-3-1) 項の5つの活動又は緩和対策を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。</p> <p>また、以下の (a-3-3-2) 項から (a-3-3-14) 項の手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>なお、(a-3-3-2) 項から (a-3-3-14) 項で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を (a-3-</p>	<p>況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>d) 設定目標：放射性物質拡散抑制</p> <p>炉心損傷が発生するとともに原子炉压力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書</p> <p>大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a-3-2-1)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>技術的能力に係る審査基準 1.2 から 1.14 における重大事故等対処設備と整備する手順を (a-3-2-2) 項から (a-3-2-14) 項に示す。</p>	<p>況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>d) 設定目標：放射性物質拡散抑制</p> <p>炉心損傷が発生するとともに原子炉压力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書</p> <p>大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a-3-2-1)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>技術的能力に係る審査基準 1.2 から 1.14 における重大事故等対処設備と整備する手順を (a-3-2-2) 項から (a-3-2-14) 項に示す。また、大規模損壊に特化した手順を (a-3-</p>	<p>備考</p> <p>・東海第二は大規模損</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>3-15) 項に示す。</p> <p>(a-3-3-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書 (a-3-3-1-1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。</p> <p>また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって発電所内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</p> <p>手順書については、以下の(a-3-3-12)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。</p>	<p>(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書 (a-3-2-1-1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。</p> <p>また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</p> <p>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。</p> <p>a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。</p> <p>b) 複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。</p> <p>c) a)及びb)いずれの場合も、予備としてもう1つ</p>	<p>2-15) 項に示す。</p> <p>(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書 (a-3-2-1-1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。</p> <p>また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</p> <p>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。</p> <p>a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。</p> <p>b) 複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。</p> <p>c) a)及びb)いずれの場合も、予備としてもう1つ</p>	<p>壊に特化した手順を整備。</p> <p>・ 配備する設備の差異。 ・ 東海第二は化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車に対応。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
	<p>の操作箇所へのアクセスルートを確認する。</p> <p>消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す a)～d)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。</p> <p>a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルート確保 ・車両及びホースルートの設置エリアの確保(初期消火に用いる化学消防自動車, <u>大型化学高所放水車</u>等) <p>b) 原子力安全の確保のための消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備が設置された建屋, 放射性物質内包の建屋 ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ・<u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)</u>及びホースルート, 放水砲の設置エリアの確保 <p>c) 火災の波及性が考えられ, <u>事故終息</u>に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保 ・<u>代替熱交換器車の設置エリアの確保</u> <p>d) その他火災の消火</p> <p>a)から c)以外の火災は, 対応可能な段階になってから, 可能な範囲で消火する。</p> <p>建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが, 大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は, 入域可能な状態になってから消火活動を実施する。</p> <p>また, 自衛消防隊以外の<u>緊急時対策要員</u>が消火活動の支援を行う場合は, <u>発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統</u>の下で活動する自衛消防隊の指揮</p>	<p>の操作箇所へのアクセスルートを確認する。</p> <p>消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す a)～d)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。</p> <p>a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルート確保 ・車両及びホースルートの設置エリアの確保(初期消火に用いる化学消防自動車, <u>水槽付消防ポンプ自動車</u>等) <p>b) 原子力安全の確保のための消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備が設置された建屋, 放射性物質内包の建屋 ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ・<u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)</u>及びホースルート, 放水砲の設置エリアの確保 <p>c) 火災の波及性が考えられ, <u>事故収束</u>に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 <p>d) その他火災の消火</p> <p>a)から c)以外の火災は, 対応可能な段階になってから, 可能な範囲で消火する。</p> <p>建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが, 大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は, 入域可能な状態になってから消火活動を実施する。</p> <p>また, 自衛消防隊以外の<u>災害対策要員</u>が消火活動を行う場合は, <u>災害対策本部の指揮命令系統</u>の下で活動する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・配備する設備の差異。 ・設備名称の差異。 ・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。 ・設置エリアについても火災の波及性を考慮。 ・東海第二は熱交換器車が不要な海水直接冷却の補機冷却方式であることから, 代替残留熱除去系海水系の対応は前項の「屋外接続箇所及び設置エリアの確保」に含まれる。 ・東海第二の重大事故等対応要員は, 支援

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。</p> <p>(a-3-3-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の (a-3-3-2) 項から (a-3-3-6) 項、(a-3-3-13) 項及び (a-3-3-14) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。 	<p><u>下</u>で活動する。</p> <p>(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、<u>冷却材再循環ポンプ</u>停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、<u>高圧炉心注水系</u>及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、 	<p><u>消火活動に当たっては、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用する。</u></p> <p>(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、<u>再循環系ポンプ</u>停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、<u>高圧炉心スプレイ系</u>及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、 	<p>ではなく、放水砲による消火活動を実施。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二は消火活動時に専用の通信連絡設備を使用することを明記する。 設備名称の差異。 設備設計の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型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。</p> <p>(a-3-3-1-3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-3)項から(a-3-3-10)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は1次冷却系統の減圧及び原子炉への注 	<p>逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、<u>残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)</u>を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。 <p>(a-3-2-1-3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p>	<p>逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、<u>残留熱除去系(低圧注水系)又は低圧炉心スプレイ系</u>を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系</u>による発電用原子炉の冷却を試みる。 <p>(a-3-2-1-3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系の運転モードの名称の差異。(以下、同様の差異は記載を省略) E C C S 設計の差異。 東海第二では、低圧代替注水系とは別に独立した代替循環冷却系を整備。(柏崎刈羽はポンプ等を兼用) 補給水系は東海第二固有の対策。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>、<u>消火系及び可搬型代替注水ポンプ</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、<u>代替原子炉補機冷却系</u>によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。 原子炉格納容器の過圧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減圧及び除熱を行う。 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、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>MCCI</u>や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>原子炉格納容器下部注水</u>を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（<u>格納容器スプレイ冷却系</u>）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>、<u>消火系及び補給水系</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、<u>緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系</u>によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。 原子炉格納容器の過圧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減圧及び除熱を行う。 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の圧力及び温度を低下させる。 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u>や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>ペDESTAL（ドライウェル部）</u>へ注水を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系の運転モードはポンプに対してではなく、系統に定義されるものと整理し、「ポンプ」の記載は削除した。 設備名称の差異。 代替格納容器スプレイ冷却系の常設と可搬の記載方法の差異。 補給水系による対策は、東海第二固有の対策。 設備設計の差異。 東海第二は、他の記載と整合するため「系」を記載。 読み替えを行わない。 シェルアタックは想定する格納容器破損

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>は、可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、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、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> さらに、原子炉格納容器内に水素が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に必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。 <p>(a-3-3-1-4) 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の (a-3-3-11) 項、(a-3-3-13) 項及び (a-3-3-14) 項に該当する手順</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内に水素ガスが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にプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）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が、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。 <p>(a-3-2-1-4) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内に水素が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にプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素及び酸素の濃度を抑制する。また、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、更に酸素濃度が上昇する場合には、格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。 <p>(a-3-2-1-4) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p>	<p>モードではないが、条文記載事項であるため、そのまま記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略) 窒素、水素、酸素に「ガス」を付けない記載ルールとしている。(以下、同じ差異は記載を省略) 「及び」より「並びに」が適切な記載と判断。 可燃性ガス燃焼防止に関して、酸素濃度についても考慮対象と整理。 可燃性ガス濃度制御系では水素と酸素を結合させることから「及び」が適切な記載と判断。 東海第二では、格納容器圧力逃がし装置による排出の前に、窒素供給による濃度上昇抑制手段を整備。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>等を含むものとして整備する。</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、内部からのスプレー等を実施し、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレーを実施する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。</p> <p>(a-3-3-1-5) 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p>	<p>使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールの状態を監視するため、<u>使用済燃料貯蔵プール水位計</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール温度計</u>、<u>燃料取替機エリア放射線モニタ</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>を使用する。 使用済燃料プールの注水機能の喪失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使用済燃料プールの水位が低下した場合は、<u>燃料プール代替注水系（常設）</u>、<u>燃料プール代替注水系（可搬型）</u>及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、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、臨界を防止する。 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使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレーヘッド又は<u>可搬型スプレーヘッド</u>を使用したスプレーを実施することで、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、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。 原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>(a-3-2-1-5) 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p>	<p>使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールの状態を監視するため、<u>使用済燃料プール水位・温度</u>、<u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ</u>及び<u>使用済燃料プール監視カメラ</u>を使用する。 使用済燃料プールの注水機能の喪失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使用済燃料プールの水位が低下した場合は、<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）</u>、<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による代替燃料プール注水系（注水ライン）</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（可搬型スプレーノズル）</u>及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、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、臨界を防止する。 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使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレーヘッド又は<u>可搬型スプレーノズル</u>を使用したスプレーを実施することで、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、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。 原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>(a-3-2-1-5) 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p>	<p>・計器名称等の差異。</p> <p>・設備設計、名称の差異。</p> <p>・設備設計の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<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ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-6)項及び(a-3-3-11)項から(a-3-3-13)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は、可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。すべての格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p> <p>使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p> <p>(a-3-3-2) 「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」 重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水 	<p>放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、<u>大容量送水車</u>、<u>放水砲</u>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。 <u>その際</u>、<u>防潮堤の内側</u>で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放水することで放射性物質を含む汚染水が<u>構内排水路</u>を<u>通って北放水口</u>から海へ流れ出すため、<u>汚濁防止膜</u>を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。 <u>また</u>、<u>汚濁防止膜の設置が困難な状況(大津波警報や津波警報が出ている状況)である場合</u>、<u>大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。</u> <p>(a-3-2-2) 「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」 重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	<p>放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、<u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)</u>及び<u>放水砲</u>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。 <u>その際</u>、<u>放水</u>することで放射性物質を含む汚染水が<u>一般排水路</u>を<u>通って雨水排水路集水柵又は放水路</u>から海へ流れ出すため、<u>汚濁防止膜</u>を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。 防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 <p>(a-3-2-2) 「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」 重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備名称の差異。 東海第二は、<u>汚濁防止膜</u>を先に設置することから、記載の順番を入れ替えた。 プラント設計の差異。 柏崎刈羽は<u>汚濁防止膜</u>設置に際して港湾内作業が発生するが、東海第二は<u>防潮堤内作業のみ</u>であるため、技術的能力 1.12 において、津波警報に係る制限を記載していない。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>をB充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせる原子炉を冷却する手順</p> <p>(a-3-3-3) 「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」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない状況において、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、サポート系の機能喪失を想定し、加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する手順 フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をB充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順 <p>(a-3-3-4) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 消火用水システムが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順 <p>(a-3-3-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.5 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順 <p>(a-3-3-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p>	<p>(a-3-2-3) 「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」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-4) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.5 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	<p>(a-3-2-3) 「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」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-4) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.5 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・ 消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順 ・ 1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順 <p>(a-3-3-7) 「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」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順 ・ 1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順 <p>(a-3-3-8) 「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> <p>重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同様の接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順 <p>(a-3-3-9) 「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>重大事故等対策にて整備する 1.9 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器、原子炉周辺建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水する手順 <p>(a-3-3-10) 「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>重大事故等対策にて整備する 1.10 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、可搬型バッテリーにより、アニュラス水素濃度計測装置に電源を供給する手順 	<p>(a-3-2-7) 「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」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-8) 「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> <p>重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-9) 「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>重大事故等対策にて整備する 1.9 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-10) 「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>重大事故等対策にて整備する 1.10 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	<p>(a-3-2-7) 「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」</p> <p>重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-8) 「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> <p>重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-9) 「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>重大事故等対策にて整備する 1.9 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-10) 「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>重大事故等対策にて整備する 1.10 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(a-3-3-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.11 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順 使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッドの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイを行う手順 <p>(a-3-3-12) 「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」 重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器、原子炉周辺建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水する手順 <p>(a-3-3-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水の水源を確保する手順 <p>(a-3-3-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.14 の手順に加えて、以下の手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用母線2系統が損傷した場合に、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)、変圧器車 	<p>(a-3-2-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.11 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-12) 「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」 重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.14 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	<p>(a-3-2-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.11 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-12) 「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」 重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順を用いた手順等を整備する。</p> <p>(a-3-2-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」 重大事故等対策にて整備する 1.14 の手順を用いた手順等を整備する。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順</p> <p>(a-3-3-15) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」 可搬型設備等による対応手順等のうち、大規模損壊に特化した手順を以下に示す。</p> <p>(a-3-3-15-1) B充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順</p> <p>(a-3-3-15-2) 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順</p> <p>(a-3-3-15-3) 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順</p> <p>(a-3-3-15-4) 使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順</p> <p>(a-3-3-15-5) 使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレーする手順</p> <p>(a-3-3-15-6) 大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順</p> <p>(a-3-3-15-7) 可搬型バッテリーを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順</p> <p>(a-3-3-15-8) 可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順</p> <p>(a-3-3-15-9) 可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順</p> <p>(a-3-3-15-10) 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順これら手順のうち、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等については、(a-3-3-15-1) 項から (a-3-3-15-3) 項及び (a-3-3-15-9) 項が該当する。原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等については、(a-3-3-15-1) 項</p>		<p>(a-3-2-15) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」 <u>可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。</u></p> <p>(a-3-2-15-1) <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手順</u></p> <p>(a-3-2-15-2) <u>可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順</u></p> <p>(a-3-2-15-3) <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順</u></p> <p>(a-3-2-15-4) <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順</u></p> <p>(a-3-2-15-5) <u>現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順</u></p>	<p>・東海第二では大規模損壊に特化した手順を整備。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>から (a-3-3-15-3) 項及び (a-3-3-15-6) 項から (a-3-3-15-10) 項が該当する。</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等並びに放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等については、(a-3-3-15-4) 項から (a-3-3-15-6) 項が該当する。</p> <p>(a-3-4) (a-3-3) 項に示す大規模損壊への対応手順書は、中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。</p>	<p>(a-3-3) (a-3-2) 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。</p> <p>(a-3-4) (a-3-2) 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRA の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</p> <p>(a-3-5) 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国における NEI ガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。</p>	<p>(a-3-3) (a-3-2) 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。</p> <p>(a-3-4) (a-3-2) 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRA の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</p> <p>(a-3-5) 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国における NEI ガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備</p> <p>大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育、訓練の実施及び体制の整備を図る。</p> <p>(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練</p> <p>大規模損壊への対応のための緊急時対策本部要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に関する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施する。また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した緊急時対策本部要員（指揮者等）への個別の教育及び訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。</p> <p>(b-2) 大規模損壊発生時の体制</p> <p>発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速</p>	<p>(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備</p> <p>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに<u>運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊</u>に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。</p> <p>(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練</p> <p>大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、<u>運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊</u>への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。</p> <p>(b-2) 大規模損壊発生時の体制</p> <p>大規模損壊の発生に備えた<u>発電所対策本部及び本社対策本部</u>の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。</p>	<p>(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備</p> <p>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに<u>災害対策要員</u>に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。</p> <p>(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練</p> <p>大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確、かつ、柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、<u>災害対策要員</u>への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、<u>重大事故等対応要員</u>においては、<u>要員</u>の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。</p> <p>(b-2) 大規模損壊発生時の体制</p> <p>大規模損壊の発生に備えた<u>災害対策本部及び本店対策本部</u>の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東海第二の災害対策要員には、当直（運転員）及び自衛消防隊を含む。（以下、同じ差異は記載を省略） ・記載の統一。 ・東海第二で流動性をもたせる対象は、重大事故等対応要員。 ・組織名称の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>かつ円滑に実施するため、通常の原子力防災組織の体制を基本とする緊急時対策本部の体制を整える。</p> <p>また、休日、時間外（夜間）においても、発電所構内又は近傍に運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）4名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員8名を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。</p> <p>さらに、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。</p> <p>(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。</p> <p>(b-3-1) 休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。</p> <p>(b-3-2) プルーム放出時は代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に残る要員（以下「最低</p>	<p>また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に<u>緊急時対策要員50名、運転員40名、自衛消防隊10名</u>を常時100名確保し、大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）においても、対応できる体制を整備する。</p> <p>さらに、発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。</p> <p>(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している<u>緊急時対策要員</u>により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。</p> <p>(b-3-1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における<u>運転員及び緊急時対策要員並びに自衛消防隊初期消火班</u>は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。</p> <p>(b-3-2) プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う<u>緊急時対策要員</u>と発電所外への放射性物質の拡散を抑</p>	<p>また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に<u>災害対策要員（指揮者等）4名、重大事故等対応要員17名、当直（運転員）7名、自衛消防隊11名</u>を常時39名確保し、大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）においても、対応できる体制を整備する。<u>なお、原子炉運転停止中※については、中央制御室の当直（運転員）を5名とする。</u></p> <p>※ <u>原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間</u></p> <p>さらに、発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。</p> <p>(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に常駐している<u>災害対策要員</u>により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。</p> <p>(b-3-1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における<u>統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む災害対策要員（初動）</u>は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に常駐している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。</p> <p>(b-3-2) プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う<u>災害対策要員</u>と発電所外への放射性物質の拡散を抑</p>	<p>・組織名称、人数の差異。</p> <p>・東海第二は原子炉運転停止中に当直（運転員）が減少することを記載。</p> <p>・体制の差異。</p> <p>・柏崎刈羽は勤務者、東海第二は勤務又は待機要員にて対応。（以下、同じ差異は記載を省略）</p> <p>・東海第二災害対策要員（初動）には当直（運転員）及び自衛消防隊を含む。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>限必要な要員」という。)は代替緊急時対策所又は緊急時対策所(緊急時対策棟内)に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。</p> <p>(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。これら大規模損壊発生時の火災対応については、休日、時間外(夜間)時には副原子力防災管理者の指揮命令系統の下で消火活動を行う。</p> <p>(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立</p> <p>(b-4-1) 本店対策本部体制の確立</p> <p>発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため、社長を本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。</p> <p>原子力災害と非常災害(一般災害)の複合災害発生時には、原子力災害対策組織と非常災害(一般災害)対策組織を統合し、対策総本部(統合本部)として、一体となって対応を実施する。また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害(一般災害)対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。</p> <p>(b-4-2) 外部支援体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における外部支援体制は、「(1)(i)c. 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</p>	<p>抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、<u>運転員</u>は中央制御室待避室にとどまり、その他の<u>緊急時対策要員及び自衛消防隊</u>は発電所構外へ一時退避し、その後、<u>発電所対策本部長</u>の指示に基づき再参集する。</p> <p>(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、<u>発電所対策本部</u>の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、<u>発電所対策本部長</u>が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、<u>緊急時対策要員</u>を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。</p> <p>(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立</p> <p>(b-4-1) <u>本社</u>対策本部体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における<u>本社</u>対策本部の設置による発電所への支援体制は、「(i)d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で整備する支援体制と同様である。</p> <p>(b-4-2) 外部支援体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における外部支援体制は、「(i)c. 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</p>	<p>制するために必要な<u>災害対策要員</u>は緊急時対策所及び第二弁操作室、<u>当直(運転員)</u>の一部は中央制御室待避室にとどまり、その他の<u>災害対策要員</u>は発電所構外へ一時退避し、その後、<u>災害対策本部長</u>の指示に基づき再参集する。</p> <p>(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、<u>災害対策本部</u>の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、<u>災害対策本部長</u>が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、<u>災害対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員</u>を消火活動に従事させる。</p> <p>(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立</p> <p>(b-4-1) <u>本店</u>対策本部体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における<u>本店</u>対策本部の設置による発電所への支援体制は、「(1)(i)d. 手順の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で整備する支援体制と同様である。</p> <p>(b-4-2) 外部支援体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における外部支援体制は、「(1)(i)c. 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</p>	<p>・東海第二は現場操作の際、第二弁操作室にもとどまる。</p> <p>・消火活動における指揮命令系統の差異。</p> <p>・組織名称の差異。</p> <p>・組織名称の差異。</p> <p>・付番の差異。</p> <p>・付番の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。</p> <p>(c-1) 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に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。</p> <p>(c-1-1) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。また、基準津波を一定程度超える津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう位置的分散を図り複数箇所に保管する。</p> <p>(c-1-2) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(c-1-3) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設</p>	<p>(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。</p> <p>(c-1) 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に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。</p> <p>(c-1-1) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、<u>基準津波又はそれを超える津波</u>に対して、裕度を有する高台に保管する。</p> <p>(c-1-2) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。</p> <p>(c-1-3) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外</p>	<p>(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。</p> <p>(c-1) 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に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備する。</p> <p>(c-1-1) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、<u>敷地に遡上する津波を越える津波</u>に対して、裕度を有する高台に保管する。</p> <p>(c-1-2) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋等から100m以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。</p> <p>(c-1-3) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外</p>	<p>・東海第二は、敷地に遡上する津波を考慮。</p> <p>・東海第二は原子炉建屋の他、常設低圧代替注水系格納槽からの離隔を考慮することを踏まえて記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</p> <p>(c-2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>(c-2-1) 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>(c-2-2) 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。</p> <p>(c-2-3) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。また、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。</p>	<p>から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。</p> <p>(c-2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、<u>原子炉建屋及びコントロール建屋</u>から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>(c-2-1) 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する<u>マスク</u>、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>(c-2-2) 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>や放水砲等の消火設備を配備する。</p> <p>(c-2-3) 大規模損壊発生時において、<u>指揮者</u>と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。</p>	<p>から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。</p> <p>(c-2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>(c-2-1) 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する<u>全面マスク</u>、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>(c-2-2) 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水砲用）</u>や放水砲等の消火設備を配備する。</p> <p>(c-2-3) 大規模損壊発生時において、<u>班長</u>と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。<u>また、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋構成の差異。 ・資機材名称の差異。 ・設備名称の差異。 ・組織名称の差異。 ・東海第二は消火活動時に専用の通信連絡設備を使用することを明記。

【対象項目：2.1 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における事項（その2-1）】

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>5.2 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における事項</p> <p>5.2.1 可搬型設備等による対応</p> <p>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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 <p>5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備</p> <p>大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。</p> <p>大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよ</p>	<p>5.2 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における事項</p> <p>5.2.1 可搬型設備等による対応</p> <p>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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に<u>したがって</u>活動を行うための体制及び資機材を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 <p>5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備</p> <p>自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。</p>	<p>5.2 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における事項</p> <p>5.2.1 可搬型設備等による対応</p> <p>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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に<u>従って</u>活動を行うための体制及び資機材を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 <p>5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備</p> <p>自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。</p>	<p>・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>う整備する。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整理する。検討プロセスの概要を第5.2.1図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第5.2.1表及び第5.2.2表にそれぞれ示す。</p> <p>(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮</p> <p>大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象77事象を抽出した。</p> <p>その内の自然災害54事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災、落雷及び隕石の11事象(以下「自然災害11事象」という。)を選定する。</p> <p>選定した自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理する。また、重畳することが考えられる自然現象の組合せについても考慮する。事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。</p> <p>a. 自然災害の規模の想定</p> <p>発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。</p> <p>(a) 地震</p> <p>基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いものとするが、基準地震動を一定程度超える規模を想定する。</p>	<p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について</p> <p>大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、<u>柏崎刈羽原子力発電所</u>及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。</p> <p>各事象(重畳を含む)について、設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。</p> <p>検討プロセスをフローで表したものを第5.2-1図に示す。また検討内容について以下に示す。</p> <p>a. 自然現象の網羅的な抽出</p> <p>国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象44事象を抽出した。</p> <p>b. 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定</p> <p>各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得</p>	<p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。</p> <p>(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について</p> <p>大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、<u>東海第二発電所</u>及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。</p> <p>各事象(重畳を含む)について、設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。</p> <p>検討プロセスをフローで表したものを第5.2-1図に示す。また検討内容について以下に示す。</p> <p>a. 自然現象の網羅的な抽出</p> <p>国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象55事象を抽出した。</p> <p>b. 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定</p> <p>各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得</p>	<p>・対象プラントの差異。</p> <p>・柏崎刈羽は自然現象55事象を類似・随伴事象に整理後、44事象として評価を実施しているが、東海第二は自然現象55事象の評価を実施。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから予兆なく発生することを想定する。</p> <p>(b) 津波 基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低い、基準津波を一定程度超える規模を想定する。 なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考え、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。</p> <p>(c) 風（台風） 敷地近傍で観測された最大瞬間風速（53.2m/s）を超える規模を想定する。 なお、風（台風）は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。</p> <p>(d) 竜巻 過去における国内最大級の竜巻（F3クラス：5秒間の平均風速70m/s～92m/s）を超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低い、風速100m/sを超える規模を想定する。 なお、必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。</p> <p>(e) 凍結 敷地付近で観測された最低気温（-5.8℃）を下回る気温を想定する。 なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。</p> <p>(f) 積雪 敷地付近の観測所で観測された積雪量（12cm）を超える積雪量を想定する。 なお、積雪は事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。</p> <p>(g) 火山の影響 文献調査及び地質調査結果から、考慮すべき火山灰の厚さを10cmと評価している。そこで10cmの降灰を超える規模を想定する。 なお、火山（降灰）は事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。</p> <p>(h) 生物学的事象</p>	<p>るプラント状態（起因事象）を特定した。 プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。 主要な事象（検討した結果、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第5.2-1表、第5.2-2表、第5.2-3表及び第5.2-2図にそれぞれ示す。検討した結果、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・<u>風（台風）</u> ・竜巻 ・<u>低温（凍結）</u> ・<u>降水</u> ・積雪 ・落雷 ・火山 <p>・隕石</p> <p>c. ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された自然現象について、それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に、大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。 上記 b. での整理から、発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ、第5.2-3表に</p>	<p>るプラント状態（起因事象）を特定した。 プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。 主要な事象（検討した結果、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第5.2-1表、第5.2-2表、第5.2-3表及び第5.2-2図にそれぞれ示す。検討した結果、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 <ul style="list-style-type: none"> ・竜巻 ・凍結 <ul style="list-style-type: none"> ・積雪 ・落雷 ・火山の<u>影響</u> ・<u>森林火災</u> ・隕石 <p>c. ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された自然現象について、それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に、大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。 上記 b. での整理から、発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ、第5.2-3表に</p>	<p>・東海第二の風（台風）は、竜巻に包絡。</p> <p>・東海第二の降水は、津波に包絡。</p> <p>・記載表現の差異。 ・森林火災は、柏崎刈羽では延焼しても発電用原子炉施設への影響はないとしているが、東海第二は輻射熱による送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る想定のため、抽出。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>海水取水の機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。また、電気系統への小動物等による悪影響も想定する。</p> <p>なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はないものとする。</p> <p>(i) 森林火災 森林火災による安全上重要な機器への影響を防止するため防火帯を設けるが、この防火帯を越えるような規模の森林火災の発生を想定する。</p> <p>なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。</p> <p>(j) 落雷 設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低い、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。</p> <p>なお、雷の発生までの時間的余裕はないものとする。</p> <p>(k) 隕石 敷地内に隕石が落下する可能性は低い、発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。</p> <p>なお、隕石の落下までの時間的余裕はないものとする。</p> <p>(l) 地震と津波の重畳 大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。</p> <p>地震による斜面崩壊、地盤の陥没、津波による漂流物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。</p> <p>(m) 火山の影響（降灰）と積雪の重畳 火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、あらかじめ体制を強化して対策（除灰、除雪）を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。</p> <p>b. 大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定</p>	<p>事象ごとに整理した結果を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊） ・重大事故対策で想定している事故シーケンス ・設計基準事故で想定している事故シーケンス <p>第5.2-3表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は、地震、津波、地震と津波の重畳、<u>降水、積雪、落雷、火山及び隕石の8事象</u>となる。</p> <p>また、大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち、以下の事象については、他の事象のシナリオに代表させることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>降水</u> 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+直流電源喪失となる。津波のシナリオに代表させる事象として整理した。 ・<u>積雪</u> 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから、事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、大型航空機の衝突や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。 ・<u>落雷</u> 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失+計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。 ・<u>火山</u> 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計測・制御 	<p>事象ごとに整理した結果を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊） ・重大事故対策で想定している事故シーケンス ・設計基準事故で想定している事故シーケンス <p>第5.2-3表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は、地震、津波、地震と津波の重畳、<u>竜巻及び隕石の5事象</u>となる。</p> <p>また、大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち、以下の事象については、他の事象のシナリオに代表させることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>竜巻</u> 最も過酷なケースは全交流動力電源喪失に加え代替電源が喪失する場合となるが、<u>地震及び津波のシナリオに代表させることができる。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント固有の自然現象の影響の差異。 ・プラント固有の自然現象の影響の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>自然災害による大規模損壊発生の起因事象(プラント状態)を特定するため、自然災害 11 事象に対して生じうるプラント状態を特定する。</p> <p>また、プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。</p> <p>(a) 異常発生防止系</p> <p>イ. 原子炉建屋及び原子炉補助建屋</p> <p>ロ. 原子炉制御系</p> <p>ハ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能</p> <p>(b) 異常影響緩和系</p> <p>イ. 原子炉格納容器</p> <p>ロ. 安全保護系</p> <p>ハ. 2次冷却系からの除熱機能(補助給水、主蒸気逃がし弁等)</p> <p>ニ. 炉心冷却機能(ECCS等)</p> <p>(c) 関連系(安全上特に重要なもの)</p> <p>イ. 原子炉補機冷却機能</p> <p>ロ. 非常用所内電源</p> <p>c. イベントツリーによる整理</p> <p>イベントツリーによる整理結果を第5.2.2図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突と同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリーで示していない。</p> <p>(c) 竜巻</p> <p>大規模な竜巻の想定では、変圧器等の機能喪失により外部電源喪失に至る可能性がある。飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴うディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</p> <p>その他、飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(d) 積雪、火山の影響(降灰)</p>	<p><u>系機能喪失+注水機能喪失となるが、大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また、大量の降灰がある場合には、積雪時と同様、灰を除去することで、影響範囲を抑制することが可能である。</u></p> <p>・隕石</p> <p>隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。</p> <p>発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。</p> <p>また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。</p> <p>以上より、自然現象として、地震、津波、地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。</p>	<p>・隕石</p> <p>隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。</p> <p>発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。</p> <p>また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。</p> <p>以上より、自然現象として、地震、津波、地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>これらの事象によって、送電系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害2事象については、事前の予測が可能であることから体制を強化して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。</p> <p>(e) 生物学的事象</p> <p>大量の海生生物の襲来により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失に至る可能性がある。ただし、除塵装置により塵芥を除去する運用としており、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。</p> <p>(f) 森林火災</p> <p>送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、発電用原子炉施設への影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防放水等の対策を講じる十分な時間的余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。</p> <p>(g) 落雷</p> <p>大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、サージ電流により機器が誤動作する可能性がある。</p> <p>なお、雷害防止対策を講じている。</p> <p>(h) 隕石</p> <p>隕石による影響については、大型航空機の衝突と同様と考えられる。</p> <p>これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第5.2.3表に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模損壊（重大事故を上回る状態） ・重大事故等 ・設計基準事故 <p>第5.2.3表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震及び津波の2事象を代表として整理する。また、当該</p>			

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>の2事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはないと考えが、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら2事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応できる。</p> <p>(a) 地震</p> <p>大規模地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、1次冷却材喪失(LOCA)等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。</p> <p>また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シナリオとしてレベル1PRAの知見より、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、炉内構造物損傷(過渡事象+補助給水失敗)及び大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失が考えられる。また、レベル1.5PRAの知見より、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)が考えられる。原子炉格納容器破損等により、閉じ込め機能が喪失した場合は、大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。</p> <p>その他、斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</p>	<p>・地震</p> <p>地震レベル1PRAにより抽出した事故シナリオには、ExcessiveLOCA、計測・制御系喪失、格納容器バイパス、原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また、地震と重畳し得る内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には、これらの事故シナリオ、あるいは複数の事故シナリオの組み合わせが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、ケーススタディとして、大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷が発生し、炉心損傷に至るExcessiveLOCAを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p>	<p>・地震</p> <p>地震レベル1PRAにより抽出した事故シナリオには、ExcessiveLOCA、計測・制御系喪失、格納容器バイパス、原子炉圧力容器、格納容器損傷、原子炉建屋損傷、交流動力電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また、内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には、これらの事故シナリオ、あるいは複数の事故シナリオの組み合わせが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、ケーススタディとして、大規模な地震でLOCAが発生し、炉心損傷に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p>	<p>・地震PRAの差異による事故シナリオの差異。(以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・東二は最新公用文用字用語に従い記載。</p> <p>・東海第二は対応手順書の有効性、網羅性を確認する観点から、地震のケーススタディとしてLOCAを想定。</p> <p>・ExcessiveLOCAの対応については、地震と津波の重畳のケーススタディにおいて確認。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(b) 津波</p> <p>大規模津波の想定では、地震と同様に変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの水没による原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の水没による非常用所内電源喪失、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの水没による2次冷却系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。さらに、重大事故等対処設備である代替注水設備及び代替電源設備が機能しない場合は、原子炉格納容器過温破損により大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。</p> <p>また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シナリオとして、レベル1PRAの知見より、複数の信号系損傷及び原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。</p> <p>その他、漂流物、油タンク火災等により比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</p>	<p>・津波</p> <p>津波レベル1PRAにより抽出した事故シナリオとして、<u>最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗、最終ヒートシンク喪失+SRV再閉鎖失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉鎖失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+直流電源喪失</u>がある。</p> <p>また、<u>津波と重畳し得る内部事象</u>のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シナリオ、あるいは複数の事故シナリオの組み合わせが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、<u>防潮堤を超える規模の津波により、原子炉建屋内地下階が冠水する前提</u>において、ケーススタディとして、<u>全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失に至る事象</u>を代表シナリオとして選定する。この際、原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>・地震と津波の重畳</p> <p>地震と津波の重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シナリオの組み合わせとして、<u>全交流動力電源喪失+直流電源喪失+ExcessiveLOCA+計測・制御系喪失等</u>が想定される。ケーススタディとし</p>	<p>・津波</p> <p>津波レベル1PRAにより抽出した事故シナリオとして、<u>防潮堤損傷</u>がある。</p> <p>また、内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シナリオ、あるいは複数の事故シナリオの組み合わせが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、<u>敷地に遡上する津波を超える規模の津波により、原子炉建屋付属棟及びタービン建屋の一部が冠水する前提</u>において、ケーススタディとして、<u>全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る事象</u>を代表シナリオとして選定する。この際、原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>・地震と津波の重畳</p> <p>地震と津波の重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シナリオの組み合わせとして、<u>全交流動力電源喪失、直流電源喪失、ExcessiveLOCA、計測・制御系喪失等の重畳</u>が想定される。ケー</p>	<p>・津波PRAの差異による事故シナリオの差異。</p> <p>・東二は最新公用文用字用語に従い記載。</p> <p>・東海第二は敷地に遡上する津波を想定。</p> <p>・プラント固有の浸水対策の差異。</p> <p>・東海第二は対応手順書の有効性・網羅性を確認する観点から、津波のケーススタディとして、浸水状況や代表シナリオ（SBO+LUHS）を想定。</p> <p>・直流電源喪失、計測・制御系喪失の対応については、地震と津波の重畳のケーススタディにおいて確認。</p> <p>・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(2) 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における考慮</p> <p>テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。</p> <p>なお、飛来物（航空機衝突）、爆発等の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。</p> <p>以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1) 項及び(2) 項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するよう考慮する。</p> <p>(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</p> <p>大規模損壊発生時の対応手順書については、以下のc. (a) 項に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、c. 項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順書等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。</p> <p>当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重</p>	<p>ては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>(2) 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における考慮について</p> <p>テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。</p> <p>なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。</p> <p>以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1) 及び(2) において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。</p> <p>(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</p> <p>大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範</p>	<p>スタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事象を代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>(2) 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における考慮について</p> <p>テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。</p> <p>なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。</p> <p>以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1) 及び(2) において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。</p> <p>(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作</p> <p>大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範</p>	<p>・東海第二は複数の事故シーケンスを組合せた事象として記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ、臨機応変に選択及び実行する必要がある。</p> <p>このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシート及び以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として定め整備する。</p> <p>また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源確保・炉心損傷緩和 ・原子炉格納容器破損緩和 ・放射性物質放出低減 ・使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和 ・水源確保 ・大規模火災への対応 ・その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給） <p>上記の各項目に対応する操作の一覧を第 5.2.4 表に示す。大規模損壊発生時において、上記の大規模損壊時に対応する手順に基づく対応（火災対応を含む）の優先順位に係る基本的な考え方及び優先順位に従った具体的な対応について以下に示す。</p> <p>a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p> <p>大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断</p>	<p>困で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、<u>発電所対策本部</u>における情報収集、<u>運転員</u>が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。</p> <p>大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第 5.2-4 表に示す。</p> <p><炉心の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷<u>防止</u>のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p><原子炉格納容器の破損を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 <p><使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 <p><放射性物質の放出を低減するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性のある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 <p><大規模な火災が発生した場合における消火活動></p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火活動 <p><その他の対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助 <p>a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p> <p><u>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により、発電所における緊急事態発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順</u></p>	<p>困で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、<u>災害対策本部</u>における情報収集、<u>当直（運転員）</u>が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。</p> <p>大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第 5.2-4 表に示す。</p> <p><炉心の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷<u>緩和</u>のための原子炉停止と発電用原子炉への注水 <p><原子炉格納容器の破損を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避 <p><使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水 <p><放射性物質の放出を低減するための対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策 ・放射性物質放出の可能性のある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制 <p><大規模な火災が発生した場合における消火活動></p> <ul style="list-style-type: none"> ・消火活動 <p><その他の対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・要員の安全確保 ・対応に必要なアクセスルートの確保 ・電源及び水源の確保並びに燃料補給 ・人命救助 <p>a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー</p> <p><u>大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判</u></p>	<p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・大規模損壊では炉心損傷防止と緩和の対策を講じるが、包絡的に「緩和」で記載。</p> <p>・柏崎刈羽では大規模損壊発生後も事故時運転操作手順書を基</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。</p> <p>(a) 大規模損壊発生時の判断及び対応要否の判断基準</p> <p>大規模な自然災害（地震、津波等）又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直課長が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると原子力防災管理者又は当直課長が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。</p> <p>イ. 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により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む） ・使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生した場合 ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合 <p>ロ. 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合</p> <p>ハ. 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合</p>	<p><u>書（事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。</u></p>	<p><u>断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ、効果的に活用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。</u></p> <p><u>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の発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直発電長が行う。また、原子力防災管理者又は当直発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。</u></p> <p>i) <u>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により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む）</u> ・<u>使用済燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合</u> ・<u>炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合</u> ・<u>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合</u> <p>ii) <u>原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※</u></p> <p>iii) <u>当直発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※</u></p> <p>※ <u>大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必</u></p>	<p>本とした対応操作を行う運用としているが、東海第二では先行 PWR と同様にプラント状態等により大規模発生を判断し、大規模損壊発生時の対応手順書に移行する方針。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(b) 緩和操作を選択するための判断フロー</p> <p>大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困</p>	<p>また、発電所対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。</p> <p>発電所対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。</p> <p>自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、発電所対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、非常召集を行った場合、初動対応要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし、地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。</p> <p>発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための発電所対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順、発電所対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして発電所</p>	<p>要と判断した場合は、重大事故等発生時に期待する設備等が機能喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。</p> <p>災害対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。</p> <p>災害対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。</p> <p>また、非常召集を行った場合、災害対策要員（初動）は、緊急時対策所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。</p> <p>発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための災害対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、非常時運転手順書、重大事故等対策要領等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして災害対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順</p>	<p>・東海第二は文脈から「また、」は不要と判断。</p> <p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・東海第二の大規模損壊発生時の対応手順書適用条件は3段落前に記載。</p> <p>・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。</p> <p>・組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・設備名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・東海第二は緊急対策所が使用できない場合として、津波に限定しない。</p> <p>・東海第二発電所はシングルユニットのため各号炉毎対応操作は不要。(以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・整備する手順書の差</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所若しくは緊急時対策所（緊急時対策棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。個別操作実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づき当該設備の状況確認を実施することにより判断する。</p> <p>b. 優先順位に係る基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。</p> <p>また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部が被災した場合も対応</p>	<p>対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、b. (b)項から(n)項の手順（第5.2-5表から第5.2-17表）の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。</p> <p><u>当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる(a)、(b)及び(c)項を実施し、それ以外の場合については、次に掲げる(b)及び(c)項を実施する。</u></p> <p>当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、<u>発電所対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。</u></p> <p>また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、<u>放射線測定器、可搬型直流電源装置、テスタ等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための運転員、号機班員等を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、他のパラメ</u></p>	<p>は個別の手順書等に記載する。また、b. (b)項から(n)項の手順（第5.2-5表から第5.2-17表）の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。</p> <p><u>対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に災害対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a)、(b)項を実施する。</u></p> <p>当直発電長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、<u>災害対策本部に報告し、各班の責任者（本部長）は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。</u></p> <p>また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、<u>放射線測定器、代替直流電源設備（可搬）、可搬型計測器等の代替の監視手段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための当直（運転員）、重大事故等対応要員等を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の</u></p>	<p>異。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二では、大規模損壊対応における対応操作判断の責任者は災害対策本部長。 組織名称の差異。（以下、同じ差異は記載を省略） 東海第二では、当直発電長の指揮下で対応できない場合は、大規模損壊として扱う。 東海第二は災害対策本部が対応操作等を判断。 東海第二の各班の責任者は本部長。 設備名称の差異。 組織名称の差異。（以下、同じ差異は記載を省略）

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>できるようにする。</p> <p>このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。</p> <p>さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。</p> <p>上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。</p> <p>(a) 大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、原子力防災管理者又は当直課長は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。</p> <p>イ. 事前の予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合</p> <p>中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震発生時は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は、衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。また、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が地震は緊急地震速報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。</p>	<p>ータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。</p> <p>初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、先ず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。</p> <p><u>(a) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合</u></p> <p><u>中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、発電所対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合</u> ・ <u>中央制御室と連絡が取れない場合</u> ・ <u>運転員による対応操作では限界があり、発電所対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合</u> <p>(b) 当面達成すべき目標の設定</p> <p>発電所対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに</p>	<p>状況把握を行った上で、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。</p> <p>初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、先ず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。</p> <p>(a) 当面達成すべき目標の設定</p> <p>災害対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載</p>	<p>・ 本項目については、東海第二では、大規模損壊の適用条件(P.11,12)に含まれているため、ここでの記載は不要とした。</p> <p>・ 付番の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ロ. 事前の予測が可能な自然災害（津波）が発生した場合 大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として原子炉を停止し冷却操作を開始するとともに、原子力防災管理者への連絡及び所内一斉放送による所内関係者への退避指示並びに関係箇所へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第2、第3波の津波襲来等の情報収集及び海面状態の常時監視を行う。また、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。</p> <p>(b) 原子力防災管理者は、非常召集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷）を行う。原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシートを用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。</p> <p>(c) 緊急時対策本部は、以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。</p> <p>イ. 初期状態の確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否 ・原子炉停止確認（停止していない場合は、原子炉手動停止を速やかに試みる。） ・タービン動補助給水ポンプ起動確認（起動していない場合は、起動操作を速やかに試みる。） <p>ロ. 放射線モニタ指示値の確認（モニタ指示値により事故、炉心及び使用済燃料ピットの状況を推測する。）</p> <p>ハ. 火災の確認（火災が発生している場合は、事故対応への支障の有無を確認する。）</p> <p>(d) 緊急時対策本部は、上記の確認及び対応を実施した後、詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。</p> <p>イ. 対応可能な要員の確認</p> <p>ロ. 通信連絡設備の確認</p> <p>ハ. 電源系統の確認</p>	<p>記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。</p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、<u>緊急時対策要員</u>の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。 ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。</p> <p>(c) 個別戦略を選択するための判断フロー 発電所対策本部は、(b)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。</p> <p>イ 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</p> <p>ロ 設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉</p>	<p>した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、<u>環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。</u></p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、<u>災害対策要員</u>の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。 ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。 ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。 ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷、かつ、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。 <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。</p> <p>(b) 個別戦略を選択するための判断フロー 災害対策本部は、(a)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。</p> <p>イ 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水 発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。</p> <p>ロ 設定目標：原子炉格納容器の破損回避 基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・基本的な考え方を記載 ・組織名称の差異。 ・東海第二の災害対策要員は、自衛消防隊及び当直（運転員）も含める。（以下、同じ差異は記載を省略） ・記載の統一。 ・付番の差異。 ・付番の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ニ. 建屋等へのアクセス性確認</p> <p>ホ. 建屋等の健全性確認</p> <p>ヘ. 建屋等内部の確認</p> <p>ト. 機器状態の確認</p> <p>(e) 緊急時対策本部は、(c) 項の確認と並行して以下の対応を実施する。</p> <p>また、対応の優先順位については、把握した対応可能な緊急時対策本部要員数、使用可能な設備及び施設の状況に応じて選定する。</p> <p>イ. 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合</p> <p>プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を開始する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による供給により監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状態把握に努める。</p> <p>外観から原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、あらかじめ準備を開始している移動式大容量ポンプ車と放水砲を用いた放射性物質の放出低減を行う。</p> <p>外観から原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和措置を優先して実施する。</p> <p>炉心が損傷していないこと、1次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の措置を実施する。</p> <p>使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による使用済燃料ピットへの注水を行</p>	<p>格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。</p> <p>原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>ハ 設定目標：使用済燃料プール水位確保</p> <p>使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>ニ 設定目標：放射性物質拡散抑制</p> <p>炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p>	<p>格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。</p> <p>原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>ハ 設定目標：使用済燃料プール水位確保</p> <p>使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p> <p>ニ 設定目標：放射性物質拡散抑制</p> <p>炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部又は外部からのスプレイを行う。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合のフローを第5.2.3図に示す。</p> <p>ロ. 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合 プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先して実施すべき対応操作とその実行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。</p> <p>なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。</p> <p>(f) (c) 項から (e) 項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。</p> <p>c. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書 大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a) 項の5つの活動又は緩和対策を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による</p>	<p>b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、(a) 項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場</p>	<p>b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、(a) 項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。</p> <p>また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>対応手順等として整備する。</p> <p>また、(b)項から(n)項のとおりの手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>第5.2.5表から第5.2.17表に1.2から1.14における重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順を、また第5.2.18表に大規模損壊に特化した対応手段と対応設備並びに整備する手順を示す。</p> <p>なお、(b)項から(n)項で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。</p> <p>(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書</p> <p>イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。</p> <p>また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって発電所内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能となるよう多様な消火手段を整備する。</p> <p>手順書については、以下の(1)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>地震により建屋内部に火災が発生した場合において、当該火災により建屋内の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の一部の機能が喪失するような</p>	<p>にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。</p> <p>(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書</p> <p>イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。</p> <p>また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</p> <p>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な<u>大型化学高所放水車</u>あるいは<u>化学消防自動車</u>、<u>水槽付消防ポンプ自動車</u>による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心と</p>	<p>にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。<u>なお、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。</u></p> <p>(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書</p> <p>イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</p> <p>大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。</p> <p>また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</p> <p>大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心と</p>	<p>・東海第二は大規模損壊に特化した手順を整備。</p> <p>・配備する設備の差異。</p> <p>・東海第二は化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車に対応。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>場合でも、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備等は火災の影響を受けないことが考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該対応において、可搬型重大事故等対処設備等と常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は、建屋内に設置している消火器等による消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。</p>	<p>した事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。</p> <p>①アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。 ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。 ③ ①及び②いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確認する。</p> <p>消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す[1]～[4]の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。</p> <p>[1]アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ①アクセスルート確保 ②車両及びホースルートの設置エリアの確保 (初期消火に用いる化学消防自動車、<u>大型化学高所放水車</u>等)</p> <p>[2]原子力安全の確保のための消火 ③重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋 ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ⑤<u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)</u>及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保</p> <p>[3]火災の波及性が考えられ、事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火 ⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保 ⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保</p>	<p>した事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。</p> <p>①アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。 ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。 ③ ①及び②いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確認する。</p> <p>消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す[1]～[4]の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。</p> <p>[1] アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ①アクセスルート確保 ②車両及びホースルートの設置エリアの確保 (初期消火に用いる化学消防自動車、<u>水槽付消防ポンプ自動車</u>等)</p> <p>[2] 原子力安全の確保のための消火 ③重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋 ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保 ⑤<u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)</u>及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保</p> <p>[3] 火災の波及性が考えられ、<u>事故収束</u>に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火 ⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保</p>	<p>備考</p> <p>・ 配備する設備の差異。</p> <p>・ 設備名称の差異。</p> <p>・ 東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。</p> <p>・ 設置エリアについても火災の波及性を考</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になることを想定し複数名で活動する。 再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。 消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：防火服、空気呼吸器等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、あらかじめ活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。 屋内での消火活動は、1組2名以上で行動するとともに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。 消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び専属自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。 <p>また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。</p>	<p>[4]その他火災の消火</p> <p>[1]から[3]以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。</p> <p>建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。</p> <p>また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、<u>発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下</u>で活動する。</p>	<p>[4] その他火災の消火</p> <p>[1]から[3]以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。</p> <p>建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。</p> <p><u>消火活動に当たっては、現場間では無線連絡設備を使用するとともに、現場と災害対策本部間では衛星電話設備を使用し、連絡を密にする。無線連絡設備及び衛星電話設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。</u></p> <p>また、自衛消防隊以外の<u>重大事故等対策要員</u>が消火活動を行う場合は、<u>災害対策本部の指揮命令系統の下</u>で活動する。</p>	<p>慮。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二は熱交換器車が不要な海水直接冷却の補機冷却方式であることから、代替残留熱除去系海水系の対応は⑥のみ。 東海第二は消火活動時に専用の通信連絡設備を使用することを明記。 組織名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略) 東海第二の重大事故等対策要員は、支援ではなく、放水砲による消火活動を実施。 消火活動における指揮命令系統の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ロ. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の (b) 項から (f) 項、 (m) 項及び (n) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却システムの減圧及び原子炉への注水を行う。 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉冷却を行う。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器内の圧力が最高使 	<p>ロ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、<u>冷却材再循環ポンプ</u>停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、<u>高圧炉心注水系</u>及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、<u>残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード)</u>を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型) <u>及び</u>消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。 	<p>ロ. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、<u>再循環系ポンプ</u>停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、<u>高圧炉心スプレイ系</u>及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、<u>残留熱除去系 (低圧注水系)</u>又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系</u>による発電用原子炉の冷却を試みる。 	<p>・設備名称の差異。</p> <p>・設備設計の差異。</p> <p>・残留熱除去系の運転モードの名称の差異。(以下、同様の差異は記載を省略)</p> <p>・ECCS設計の差異。</p> <p>・東海第二では、低圧代替注水系とは別に独立した代替循環冷却系を整備。(柏崎刈羽はポンプ等を兼</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型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。</p> <p>ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(c)項から(j)項、(m)項及び(n)項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、1次冷却システムの減圧及び原子炉への注水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させ 	<p>ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系</u>、<u>消火系</u>及び<u>可搬型代替注水ポンプ</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、<u>代替原子炉補機冷却系</u>によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。 原子炉格納容器の過圧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減圧及び除熱を行う。 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、代替循環冷却によ 	<p>ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）</u>、<u>消火系</u>及び<u>補給水系</u>により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、<u>緊急用海水系</u>又は<u>代替残留熱除去系海水系</u>によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。 原子炉格納容器の過圧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減圧及び除熱を行う。 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、代替循環冷却によ 	<p>用)</p> <ul style="list-style-type: none"> 補給水系は東海第二固有の対策。 残留熱除去系の運転モードはポンプに対してではなく、系統に定義されるものと整理し、「ポンプ」の記載は削除した。(以下、同様の差異は記載を省略) 代替格納容器スプレイ冷却系の常設と可搬の記載方法の差異。 補給水系による対策は、東海第二固有の対策。 設備設計の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。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、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。 ・ さらに、原子炉格納容器内に水素が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に必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。 <p>また、電気式水素燃焼装置の起動に関しては緊急時対策本部で実効性と悪影響を考慮し判断する。</p> <p>ニ. 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手</p>	<p>り原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）</u>や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>原子炉格納容器下部注水</u>を行う。 ・ 原子炉格納容器内に水素<u>ガス</u>が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にプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）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が、炉心の著しい損傷が発生し、<u>ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生</u>によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素<u>ガス</u>又は酸素<u>ガス</u>の濃度を抑制する。<u>さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガス</u>を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。 <p>ニ 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手</p>	<p>り原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u>や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>ペデスタル（ドライウェル部）へ注水</u>を行う。 ・ 原子炉格納容器内に水素が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にプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、<u>ジルコニウム-水反応並びに水の放射線分解等による水素及び酸素の発生</u>によって水素濃度<u>及び酸素濃度</u>が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素<u>及び酸素</u>の濃度を抑制する。<u>また、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、更に酸素濃度が上昇する場合においては、格納容器圧力逃がし装置により水素を原子炉格納容器外に排出する手段を有している。</u> <p>ニ. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 後段で読み替えを行わないため、記載していない。 ・ シェルアタックは想定する格納容器破損モードではないが、条文記載事項であるため、そのまま記載。 ・ 設備名称の差異。 (以下、同じ差異は記載を省略) ・ 窒素、水素、酸素に「ガス」を付けない記載ルールとしている。(以下、同様の差異は記載を省略) ・ 「及び」より「並びに」が適切な記載と判断。 ・ 可燃性ガス燃焼防止に関して、酸素濃度についても考慮対象と整理。 ・ 可燃性ガス濃度制御系では水素と酸素を結合させることから「及び」が適切な記載と判断。 ・ 東海第二では、格納容器圧力逃がし装置による排出の前に、窒素供給による濃度上昇抑制手段を整備。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>順等</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の (k) 項、 (m) 項及び (n) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、建屋内部からのスプレー等を実施し、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレーを実施する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。</p> <p>ホ. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</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ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場</p>	<p>手順等</p> <p>使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの状態を監視するため、<u>使用済燃料貯蔵プール水位計</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール温度計</u>、<u>燃料取替機エリア放射線モニタ</u>、<u>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</u>を使用する。 ・使用済燃料プールの注水機能の喪失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使用済燃料プールの水位が低下した場合は、<u>燃料プール代替注水系 (常設)</u>、<u>燃料プール代替注水系 (可搬型)</u> 及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、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、臨界を防止する。 ・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使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレーヘッド又は<u>可搬型スプレーヘッド</u>を使用したスプレーを実施することで、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、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。 ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>ホ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。</p>	<p>順等</p> <p>使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの状態を監視するため、<u>使用済燃料プール水位・温度</u>、<u>使用済燃料プールエリア放射線モニタ</u>及び<u>使用済燃料プール監視カメラ</u>を使用する。 ・使用済燃料プールの注水機能の喪失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使用済燃料プールの水位が低下した場合は、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>による代替燃料プール注水系 (<u>注水ライン</u>)、<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>による代替燃料プール注水系 (<u>注水ライン</u>)、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>による代替燃料プール注水系 (<u>可搬型スプレーノズル</u>) 及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、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、臨界を防止する。 ・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使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレーヘッド又は<u>可搬型スプレーノズル</u>を使用したスプレーを実施することで、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、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。 ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>ホ. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計器名称等の差異。 ・設備設計、名称の差異。 ・設備設計の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の (f) 項及び (k) 項から (n) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。すべての格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p> <p>使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲による燃料取扱棟への放水により放射性物質の放出低減を実施する。</p> <p>(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、2次冷却系からの除熱機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現</p>	<p>・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、<u>大容量送水車、放水砲</u>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。</p> <p>・その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>・放水することで放射性物質を含む汚染水が<u>構内排水路</u>を通じて<u>北放水口</u>から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。</p> <p>・また、<u>汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。</u></p> <p>(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>高圧炉心注水系</u>及び原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉への注水機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にて</p>	<p>・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲</u>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。</p> <p>・その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が<u>一般排水路</u>を通じて<u>雨水排水路集水柵</u>又は<u>放水路</u>から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。</p> <p>・防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>高圧炉心スプレイ系</u>及び原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉への注水機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にて</p>	<p>・設備名称の差異。</p> <p>・東海第二は、汚濁防止膜を先に設置することから、記載の順番を入れ替えた。</p> <p>・プラント設計の差異。</p> <p>・柏崎刈羽は汚濁防止膜設置に際して港湾内作業が発生するが、東海第二は防潮堤内作業のみであるため、技術的能力 1.12 において、津波警報に係る制限を記載していない。</p> <p>・設備設計の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充てんポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせて原子炉を冷却する手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したB充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作 <p>これらの手順により、2次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるB充てんポンプ（自己冷却）による原子炉への注水及び加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。</p>	<p>プラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第5.2-5表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、<u>ほう酸水注入系貯蔵タンク</u>を水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への 	<p>プラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第5.2-5表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、<u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、<u>サブプレッション・チェンバ</u>を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、<u>ほう酸水貯蔵タンク</u>を水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、<u>電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し、復水貯蔵タンク</u>を水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を 	<ul style="list-style-type: none"> 設備設計の差異。 設備設計の差異。 設備設計の差異。 設備設計の差異。 設備設計の差異。 設備名称の差異。 設備設計の差異。 東海第二の代替交流電源では、制御棒駆動水圧系のサポート系の運転に必要な容量が確保されない

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(c)「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」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、2次冷却系からの除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、2次冷却系からの除熱により1次冷却系のサブクール度を確保した上で実施する。2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次系と2次系の圧力を均圧させることで1次冷却材の漏えいを抑制する。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに、漏えい箇所を隔離することで1次冷却材の漏えいを抑制する。</p> <p>どちらの事象も隔離ができない場合は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧で1次冷却材の漏えい量を抑制する。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対</p>	<p>注水を実施する。</p> <p>(c)「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」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策</p>	<p>実施する。</p> <p>(c) 「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」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧機能である。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策</p>	<p>め、全交流動力電源喪失時の条件を記載していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の差異。 ・設備名称の差異。 <p>・設備名称の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作 ・直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作 ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機から受電したB充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作 <p>これらの手順により、2次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるB充てんポンプ（自己冷却）を用いた原子炉への注水、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃が</p>	<p>で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（第5.2-6表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、<u>可搬型直流電源設備</u>により逃がし安全弁（<u>自動減圧機能なし</u>）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能なし</u>）を開放して発電用原子炉を減圧する。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、<u>現場多重伝送盤</u>にて逃がし安全弁（<u>自動減圧機能付き</u>）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能付き</u>）を開放して発電用原子炉を減圧する。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、<u>代替逃がし安全弁駆動装置</u>により逃がし安全弁（<u>自動減圧機能なしD,E,K又はU</u>）の電磁弁排気ポートへ窒素ガス¹を供給し、逃 	<p>で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（第5.2-6表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、<u>可搬型代替直流電源設備</u>により逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）を開放して発電用原子炉を減圧する。 ・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、<u>中央制御室</u>にて逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）を開放して発電用原子炉を減圧する。 ・<u>逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失</u>により逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）が喪失した場合、<u>非常用逃がし安全弁駆動系</u>により逃がし安全弁（<u>逃がし弁機能（自動減圧機能なしA,</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・設備名称、設備設計の差異。 ・設備設計の差異。 ・設備名称の差異。 ・機能喪失想定範囲の差異。 ・設備名称の差異。 ・対象弁の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>し弁の機能回復を行う。</p> <p>(d)「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、以下のとおりである。</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生して1次冷却系統の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水タンク水を炉心へ注入する冷却機能。また、長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替えた後の再循環運転による冷却機能。</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p>	<p>がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>・不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合、供給源を高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。</p> <p>(d)「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）</u>による発電用原子炉への注水機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認</p>	<p>G, S及びV)の電磁弁排気ポートへ窒素を供給し、逃がし安全弁（<u>逃がし弁機能（自動減圧機能なしA, G, S及びV）</u>）を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>・窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源を<u>非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベ</u>に切り替えることで逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）の機能を確保する。</p> <p>(d)「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、<u>残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系</u>による発電用原子炉への注水機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認</p>	<p>・設備名称の差異。</p> <p>・東海第二では、供給対象を自動減圧機能付の逃がし安全弁としている。</p> <p>・E C C S設計の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>重大事故等対策にて整備する1.4の順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てんポンプ（自己冷却）、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）の機能回復を行う。</p> <p>さらに、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。</p> <p>(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原</p>	<p>するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第5.2-7表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、<u>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系</u>による原子炉圧力容器への注水の<u>3手段</u>について、同時並行で注水準備を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、<u>上記手段のうちポンプ1台以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で</u>、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。 <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で</u>、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した<u>系統のうち</u>、低圧代替注水系（常設）、消火系、<u>低圧代替注水系（可搬型）</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）又は高圧炉心注水系</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、<u>残留熱除去系、原子炉</u></p>	<p>するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第5.2-7表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、<u>低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）</u>による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、<u>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち</u>、<u>起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で</u>、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。 <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち</u>、<u>低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し、注水ラインの系統構成が完了した時点で</u>、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した<u>手段のうち</u>、<u>低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系（可搬型）</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、<u>高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、<u>残留熱除去系及び残留</u></p>	<p>・東海第二では常設と可搬型の低圧代替注水系を同時に準備する運用。</p> <p>・整備する対策の差異。</p> <p>・整備する対策の差異。</p> <p>・手順を指すので「手段」と記載。</p> <p>・整備する対策の差異。</p> <p>・E C C Sに係る設計の差異。</p> <p>・設備設計の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>子炉補機冷却水設備による冷却機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.5の手順に加えて、1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。</p>	<p>補機冷却海水系及び原子炉補機冷却系による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（第5.2-8表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、<u>原子炉補機冷却系の系統構成</u>を行い、<u>代替原子炉補機冷却系</u>により、<u>補機冷却水</u>を供給する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。 	<p>熱除去系海水系による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（第5.2-8表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合</u>、<u>残留熱除去系海水系の系統構成</u>を行い、<u>緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系</u>により、<u>補機冷却用の海水</u>を供給する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。 ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東海第二の非常用補機冷却は海水直接冷却方式であるため、供給する補機冷却水が海水であることが分かる記載としている。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、原子炉格納容器スプレイ設備による冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、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並びに放射性物質の濃度を低下させるための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和、並びに放射性物質の濃度を低下させるため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。</p>	<p>(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、<u>残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）</u>による原子炉格納容器の冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても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並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（第5.2-9表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）</u>による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、<u>復水貯蔵槽</u>を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。 	<p>(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、<u>残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器の冷却機能である。</p> <p>この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても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並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（第5.2-9表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）</u>による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、<u>代替淡水貯蔵槽</u>を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。 	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(g) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、消火用水システムが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。 これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。</p>	<p>(g) 「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>イ 重大事故等対策に係る手順 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及び手順を整備する。</p> <p>ロ 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。（第5.2-10表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、格納容器圧力逃がし装置により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。 炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により</u>、原子炉格納容器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。 	<p>(g) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。（第5.2-10表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷が発生した場合、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器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。 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、格納容器圧力逃がし装置により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>・東海第二は、手順の順に記載することとし、記載の順番を入れ替えた。</p> <p>・東海第二の代替循環冷却系は専用の系統であるため、代替循環冷却系に「復水補給水系を用いた」という補足的な記載を行っていない。</p>
(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための	(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための	(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するた	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)</u> 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、<u>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対処設備及び手順を整備する</u>。また、<u>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、原子炉を冷却するための対処設備及び手順を整備する</u>。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても<u>熔融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため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緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する</u>。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.8の順に加えて、<u>消火用水システムが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順を整備する</u>。</p> <p>これらの手順により、炉心の著しい損傷、<u>熔融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う</u>。また、<u>B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う</u>。</p> <p>さらに、<u>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う</u>。また、<u>B充てんポンプ（自己冷却）の機能回復を行う</u>。</p>	<p>手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>MCCIや熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する</u>。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても<u>炉心熔融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する</u>。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。(第5.2-11表参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>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熔融炉心を冷却する</u>。 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>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、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を</u> 	<p>めの手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>熔融炉心・コンクリート相互作用や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、熔融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する</u>。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても<u>熔融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び熔融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する</u>。</p> <p>大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。(第5.2-11表参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>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)に落下した熔融炉心を冷却する</u>。 炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>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、ペDESTAL(ドライウエル部)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 前段でMCCIの読み替えを行っていない。 シェルアタックは想定する格納容器破損モードではないが、条文記載事項であるため、そのまま記載。 東海第二は「熔融炉心」で統一。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(i) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減及び可搬型格納容器水素濃度計測装置及びガス分析計による水素濃度監視を行う。 また、大規模損壊時における電気式水素燃焼装置の</p>	<p>冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、<u>ろ過水タンク</u>を水源とした消火系により、<u>原子炉格納容器の下部</u>に落下した溶融炉心を冷却する。 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>への落下を遅延させる又は防止するため、<u>低圧代替注水系（常設）</u>により原子炉圧力容器に注水する。 <p>(i) 「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>イ 重大事故等対策に係る手順 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る水素<u>ガス</u>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の対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に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の例を次に示す。（第5.2-12表参照）</p>	<p>に落下した溶融炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、<u>ろ過水貯蔵タンク</u>又は<u>多目的タンク</u>を水源とした消火系及び<u>復水貯蔵タンク</u>を水源とした補給水系により、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>に落下した溶融炉心を冷却する。 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）</u>への落下を遅延させる又は防止するため、<u>低圧代替注水系（常設）</u>により原子炉圧力容器に注水する。 <p>(i) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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る水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の対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に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の例を次に示す。（第5.2-12表参照）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設備設計の差異。 東海第二固有の自主対策。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>起動に関しては、事故発生から1時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと判断できる場合に起動する手順とする。</p> <p>(j) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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水素が放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアンユラス部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及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアンユラス部に漏えいした水素による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。 重大事故等対策にて整備する1.10の手順に加えて、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を用いてアンユラス水素濃度計測装置により計測する手順を整備する。 これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器</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原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器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>(j) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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建屋等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及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。（第5.2-13表参照）</p>	<p>・炉心の著しい損傷が発生し、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内へ窒素を供給する。</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原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器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>(j) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順 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建屋等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及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。（第5.2-13表参照）</p>	<p>・東海第二では、重大事故等対策設備としているため記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においてもアニュラス内の水素濃度を低減するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計測装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等による水素濃度監視を行う。</p> <p>(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 イ. 重大事故等対策に係る手順 使用済燃料ピットの冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。 これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するための対処設備を整備している。 また、使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット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及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮へいし及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット内の</p>	<p>・炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ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。</u></p> <p>・炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</u></p> <p>(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 イ. 重大事故等対策に係る手順 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等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。 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応設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても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、重大事故等対策で整</p>	<p>・炉心の著しい損傷が発生した場合において、<u>原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があるため、原子炉建屋ガス処理系により水素を大気へ排出し、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する。</u></p> <p>・炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（常設）、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへ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漏えいを抑制する。</u></p> <p>・炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</u></p> <p>(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」 イ. 重大事故等対策に係る手順 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等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。 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応設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても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、重大事故等対策で整</p>	<p>・東海第二固有の対策。</p> <p>・設備設計の差異。</p> <p>・低層階の水素濃度も判断基準としているため、天井に限定した記載としていない。</p> <p>・設備設計の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッドの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイを行う手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失し又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による注水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプによる注水を行う。</p> <p>さらに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、資機材等を用いた漏えい抑制対策及びロープ式水位計等を用いた使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。</p> <p>① 使用済燃料ピット水の漏えい緩和のための操作を</p>	<p>備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。(第5.2-14表参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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</u>による注水を実施しても水位を維持できない場合に、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台</u>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、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台</u>により、<u>可搬型スプレイヘッド</u>を使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。 	<p>備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。(第5.2-14表参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>代替燃料プール注水系</u>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又は可搬型代替注水大型ポンプ</u>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、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>により、<u>可搬型スプレイノズル</u>を使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。 	<ul style="list-style-type: none"> 系統・設備名称の差異。 設備設計の差異。

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット（燃料取扱棟）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状況（火災発生の有無、線量等）に依存する。</p> <p>② 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から注水するまでの時間が比較的短い常設設備（ディーゼル消火ポンプ）を用いた注水操作を実施する。</p> <p>③ ②の操作により使用済燃料ピットの水位維持ができない場合、消防自動車、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ注水操作を試みる。</p> <p>④ ③の操作を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱棟内部からのスプレーが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレー操作を実施する。</p> <p>⑤ ④と並行して、使用済燃料ピット水の漏えいを抑制するため、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た手段により、使用済燃料ピット内側からの漏えい緩和を試みる。</p> <p>⑥ 使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレーが困難な場合、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた外部からのスプレーを実施する。また、移動式大容量ポンプ車及び放水砲を用いた燃料取扱棟への放水操作を実施する。</p> <p>(1) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順</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ピット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及び手順を整備する。</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、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備す</p>	<p>(1) 「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>イ 重大事故等対策に係る手順</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の<u>損傷</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において、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。</p>	<p>(1) 「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>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の<u>破損</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において、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。</p>	<p>・東海第二は「破損」で統一。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>る。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても発電所外への放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.12の順に加えて、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、常設電動注入ポンプ、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の放出低減を行う。</p> <p>放水砲の設置位置については、複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管は、原子炉格納容器の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。</p> <p>使用済燃料ピットからの放射性物質の放出低減対策については、「1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のため</p> <p>の手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の放出低減対策を実施する。</p> <p>以下に、放水砲を使用した具体的な事故対応を示す。</p> <p>① 放水砲の使用判断 大規模損壊の発生により、炉心の著しい損傷及</p>	<p>ロ 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（第5.2-15表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ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により原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、<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。 ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、<u>放射性物質を含む汚染水は構内排水路</u>を通過して<u>北放水口</u>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。 	<p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（第5.2-15表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ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により原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>及び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。 ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、<u>汚染水は一般排水路を通過して雨水排水路集水桝又は放水口</u>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。また、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 	<p>・設備名称の差異。</p> <p>・東海第二の手順である、汚濁防止膜/放射性物質吸着材の順で記載。</p> <p>・プラント設計の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊時に対応する手順」に基づく初動対応フローに従い、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の放出低減に対して迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を行う。</p> <p>原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質放出低減フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備時間が比較的短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、格納容器スプレイラインが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。</p> <p>② 放水砲の設置位置の判断</p> <p>放水砲の設置位置として、原子炉格納容器へ放水する場合に備え複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報（風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。</p> <p>③ 放水砲の設置位置と原子炉格納容器又は燃料取扱棟への放水可能性</p> <p>[原子炉格納容器へ放水する場合]</p> <p>前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約80mの範囲内、かつ敷地高さ EL. +11m に放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。</p> <p>また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの布設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを設定した手順及び設備構成とする。</p>			

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>[使用済燃料ピットへ放水する場合]</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における対応では、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す可搬型ディーゼル注入ポンプでの使用済燃料ピットスプレイヘッドによる内部又は外部からのスプレイに加え、消防自動車での使用済燃料ピットスプレイヘッドによる内部又は外部からのスプレイを実施する。</p> <p>さらに、本操作を実施することが困難な状況(大規模な火災等により燃料取扱棟に接近できない場合)においては、放水砲により燃料取扱棟へ放水する手段もある。この場合、原子炉格納容器へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置(高さ、方位)等に応じて放水砲を設置する。</p> <p>放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が発生することから、発電所外への流出を抑制するため、放射性物質吸着剤設置及びシルトフェンスにより汚染水の海洋への放出低減を行う。</p> <p>シルトフェンス設置前に放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は、雨水排水の流路を通過して海へ流れるため、3号炉及び4号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させ、海洋への放射性物質の放出低減を図る。</p> <p>シルトフェンスは、3号炉及び4号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等に設置する。</p> <p>また、1号炉及び2号炉側においては、3号炉及び4号炉のシルトフェンス設置後、吐口水槽等に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置する。</p> <p>(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p>	<p>(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p>	<p>(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>設計基準事故の収束に必要な水源は、復水タンク、燃料取替用水タンクである。これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。</p> <p>当該手順は、「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」及び「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」に示す2次冷却系からの除熱手段、「1.4原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に示す原子炉への注水手段、「1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「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」及び「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」に示す原子炉格納容器への注水等の手段、「1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済燃料ピットへの注水手段並びに「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」に示す原子炉格納容器等への放水等を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。</p> <p>これらの手順により、代替淡水源を使用した中間受槽への供給及び海水（取水ピット、取水口）を水源とした中間受槽への供給を行う。また、その他の代替手段として2次系純水タンク及び原水タンクを水源とすることにより中間受槽への供給を行う。</p>	<p>重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。（第5.2-16表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>復水貯蔵槽を水源とした発電用原子炉への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により防火水槽を水源とした復水貯蔵槽への補給を実施する。</u> ・<u>防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水</u> 	<p>重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。（第5.2-16表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより各種注水/補給する場合、代替淡水貯槽の水が枯渇する前に西側淡水貯水設備等の水を可搬型代替注水中型ポンプ等により代替淡水貯槽に補給する。</u> ・<u>西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより各種注水/補給する場合、西側淡水貯水設備の水が枯渇する前に代替淡水貯槽等の水</u> 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の差異。 ・代替淡水貯槽は注水源と補給水源の機能を持っている。 ・西側淡水貯水設備のほか、淡水タンクからの補給（可搬型代替注水大型ポンプ使用）も可能であるため、「等」を記載。 ・設備設計の差異。 ・代替淡水貯槽のほか、淡水タンクから

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水の水源を確保する手順を整備する。</p> <p>(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するための代替電源を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.14の手順に加えて、非常用母線2系統が損傷した場合に、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、変圧器車及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）及び直流電源用発電機等による電源の確保を行う。</p> <p>全交流動力電源及び直流電源喪失が発生した場合における対応手段の優先順位は、早期に準備が可能な常設設備による給電を優先して実施し、その後、可搬型設備による給電を実施する。また、電源機能が喪失</p>	<p>槽に補給する。</p> <p>(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。（第5.2-17表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、<u>非常用高圧母線D系、C系の順で復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機</u> 	<p>を可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備に補給する。</p> <p>(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」</p> <p>イ. 重大事故等対策に係る手順</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。</p> <p>ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。（第5.2-17表参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源及び非常用所内電気設備による給電が見込めない場合、<u>M/C 2Cを優先に、常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用M/Cを経由するため、代替所内電気設備への給電も同時に行われる）</u> 	<p>の補給も可能であるため、「等」を記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> 東海第二は、常設の代替交流電源設備は1組のみ設置。 常設代替交流電源設備から受電する非常用高圧母線は1母線

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>し、監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。</p>	<p>(緊急用高圧母線経由)による給電を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源, 非常用交流電源設備, <u>第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用高圧母線経由)</u>によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合, 可搬型代替交流電源設備(電源車)を<u>パワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し, 電源を復旧する。</u> 当該号炉が外部電源, 非常用交流電源設備, <u>第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機及び電源車による給電を見込めない場合, 号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し, 他号炉から給電する。</u> 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に, <u>常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合, 可搬型直流電源設備(電源車及びAM用直流125V充電器)により直流電源を必要な機器に給電する。</u> 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に, <u>常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で, かつ可搬型直流電源設備(電源車及びAM用直流125V充電器)による直流電源の給電ができない場合, 直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し, 直流電源を給電する。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源, 非常用交流電源設備, <u>常設代替交流電源設備又は代替所内電気設備によるパワーセンタ2C及び2Dへの給電が見込めない場合, 可搬型代替交流電源設備(可搬型代替低圧電源車)を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し, パワーセンタ2C及び2Dへ給電する。</u> 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に, <u>常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合, 可搬型代替直流電源設備(可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器)により直流電源を直流125V主母線盤2A・2Bへ給電する。</u> 	<p>のみとする設計。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備設計の差異。 東海第二は動力変圧器を介さず直接非常用パワーセンタへ給電する設計。 東海第二は単機サイトであるため, 号炉間融通手段がない。 ここでは非常用直流母線への給電を記載。 常設代替直流電源設備から非常用直流母線への給電手段がない(緊急用母線のみで事故対応に係る必要機能を確保する方針)ため, 常設代替直流電源設備を記載していない。 柏崎刈羽が既設充電器盤と電源車の組合せによる直流給電方式, 自主で可搬直流給電を採用しているのに対し, 東海第二は可搬型設備のみで直流給電が可能な設計としている。(既設充電器盤を使用した直流給電は電源車に

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>(o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」</p> <p>大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順 大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した (b) 項から (n) 項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」、「大規模な火災が発生した場合の消火活動」の措置を行う。</p> <p>なお、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。</p> <p>イ. B充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順</p> <p>ロ. 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順</p> <p>ハ. 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順</p> <p>ニ. 使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順</p> <p>ホ. 使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレーする手順</p> <p>ヘ. 大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順</p>		<p>・非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は、<u>代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）から代替所内電気設備へ給電する。</u></p> <p>(o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」</p> <p><u>大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順</u> <u>大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した (b) 項から (n) 項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」及び「大規模な火災が発生した場合における消火活動」の措置を行う。</u></p> <p><u>さらに、柔軟な対応を行うため上記の手順に加えて、以下の大規模損壊に特化した手順を整備する。（第5.2-18表参照）</u></p> <p><u>イ. 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</u> <u>大規模損壊では、炉心損傷後、放射線モニタ類の指示値の急激な上昇等により原子炉格納容器からの異常な漏えいを検知した場合や格納容器スプレー機能を有する重大事故等対処設備が機能喪失した場合等を想定し、原子炉格納容器破損緩和や放射性物質の放出低減を目的とした格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順を整備する。</u></p> <p><u>ロ. 可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順</u> <u>化学消防車、水槽付消防ポンプ自動車、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等を用いた火災時の対応が困難</u></p>	<p>よる非常用パワーセンタ給電時に併せて対応可能)</p> <p>・非常用所内電気設備の状態に関わらず、代替所内電気設備の負荷の動作に記載する場合は、緊急用パワーセンタ等へ給電するため、その手順を記載。</p> <p>・東海第二では、大規模損壊に特化した手順を整備。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ト. 可搬型バッテリーを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順</p> <p>チ. 可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順</p> <p>リ. 可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順</p> <p>ヌ. 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順</p> <p>これら手順のうち、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等については、イ項からハ項及びリ項が該当する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等については、イ項からハ項及びヘ項からヌ項が該当する。</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等並びに放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等については、ニ項からヘ項が該当する。</p> <p>d. c. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。例え</p>	<p>c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。</p>	<p>な場合を想定し、可搬型代替注水中型ポンプを用いた消火手順を整備する。</p> <p>ハ. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順</u></p> <p>大規模な地震等により使用済燃料プールが損傷し、技術的能力「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて水位が維持できない場合、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開放（ブローアウトパネル閉止装置が閉止状態である場合は、ブローアウトパネル閉止装置の開放）を行い、その開口部を介して、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料プールへの注水手順を整備する。</p> <p>ニ. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順</u></p> <p>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により使用済燃料乾式貯蔵建屋に大規模な損壊が発生した場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順を整備する。</p> <p>ホ. <u>現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順</u></p> <p>中央制御室が機能喪失する場合を想定し、現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順を整備する。</p> <p>c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。</p>	

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ば、重大事故等発生時において運転手順書で対応中に、期待する重大事故等対処設備等（例：大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等）の複数の機能が同時に喪失する等、重大事故シナリオベースから外れて大規模損壊へ至る可能性のあるフェーズへ移行した場合にも活用できるものとする。すなわち、原因となった事象により喪失した機能に着目して、その機能を代替するための対策が行える手順書の構成とする。</p> <p>e. c. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震及び津波により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質放出低減等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</p> <p>f. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊時に対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。</p> <p>5.2.1.2大規模損壊の発生に備えた体制の整備</p> <p>大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるようにするとともに、重大事故等対策では考慮されない大規模損壊に</p>	<p>d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、原子炉圧力容器への注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</p> <p>e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。</p> <p>5.2.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備</p> <p>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに<u>運転員</u>、<u>緊急時対策要員</u>及び<u>自衛消防隊</u>に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を</p>	<p>d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、原子炉圧力容器への注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。</p> <p>e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。</p> <p>5.2.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備</p> <p>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに<u>災害対策要員</u>に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。</p>	<p>・東海第二の災害対策要員は、当直（運転</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>対するぜい弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育、訓練の実施及び体制の整備を図る。</p> <p>(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施</p> <p>大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に関する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。また、重大事故等対策要員のうち保修対応要員（以下「保修対応要員」という。）については、電制系に係る力量、機械系に係る力量といった要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。その他、発電所構内に勤務する緊急時対策本部要員以外の人員を割り当てなければならない事態を想定して、原子力災害への活動に協力するための教育を実施する。必要となる力量を第5.2.19表に示す。</p> <p>a. 大規模損壊時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的実施する。</p> <p>b. 保修対応要員は、役割に応じて付与される力量に加え、例えば保修対応要員の被災又は想定より多い要員が必要となった場合において、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能を習得する等、流動性を持って柔軟に対応できるよう保修対応要員の多能化を図るための教育及び訓練を計画的に実施する。</p> <p>c. 緊急時対策本部要員（指揮者等）に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。また、専属自衛消防隊員に対し大規模損</p>	<p>図る。</p> <p>(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施</p> <p>大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、<u>運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊</u>への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。必要となる力量を第5.2-18表に示す。</p> <p>a. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。</p> <p>b. <u>運転員及び緊急時対策要員</u>については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。</p> <p>c. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。</p>	<p>(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施</p> <p>大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確、かつ、柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、<u>災害対策要員</u>への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、<u>重大事故等対応要員</u>においては、役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。必要となる力量を第5.2-19表に示す。</p> <p>a. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。</p> <p>b. <u>重大事故等対応要員</u>については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。</p> <p>c. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。</p>	<p>員）と自衛消防隊を含む。（以下、同じ差異は記載を省略）</p> <p>・記載の統一。</p> <p>・東海第二で流動性をもたせる対象は、重大事故等対応要員。</p> <p>・図表番号の差異。</p> <p>・東海第二は、「第5.2-18表 大規模損壊に特化した手順」を追加。</p> <p>・東海第二で流動性をもたせる対象は、重大事故等対応要員。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>壊発生時に対応するための教育及び訓練を実施する。</p> <p>d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。</p> <p>(2) 大規模損壊発生時の体制</p> <p>発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊(大規模火災の発生含む)のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長(原子力防災管理者)は、発電所に事務系社員を含む通常の原子力防災組織の体制を基本とする緊急時対策本部の体制を整える。</p> <p>a. 休日、時間外(夜間)において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うための対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員(当直員)12名、緊急時対策本部要員(指揮者等)4名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員8名を確保し、体制を整備する。</p> <p>また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室(運転員(当直員)を含む)が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員(指揮者等)にて初動及び初動後対策を実施する。</p> <p>b. 大規模損壊発生時において、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の召集要員の非常召集ルートは複数ルートを確認し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。</p> <p>なお、発電所周辺(社員寮、社宅等)から非常召集され</p>	<p>d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。</p> <p>(2) 大規模損壊発生時の体制</p> <p>発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、<u>複数号炉の同時被災の場合においても</u>、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。</p> <p>大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合(中央制御室の機能喪失含む)でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>a. 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても発電所構内に<u>緊急時対策要員50名、運転員40名及び自衛消防隊10名の合計100名</u>を常時確保し、大規模損壊発生時は<u>本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する</u>。</p> <p>また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室(6号及び7号炉運転員を含む)が機能しない場合もあらかじめ想定し、<u>緊急時対策要員</u>で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。</p> <p>b. 大規模損壊発生時において、<u>緊急時対策要員</u>として参集が期待される社員寮、社宅の<u>緊急時対策要員</u>の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。</p> <p>なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、あらかじめ</p>	<p>d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。</p> <p>(2) 大規模損壊発生時の体制</p> <p>災害対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、<u>東海発電所の同時被災の場合においても</u>、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。</p> <p>大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合(中央制御室の機能喪失含む)でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>a. 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても発電所構内に<u>災害対策要員(指揮者等)4名、重大事故等対応要員17名、当直(運転員)7名及び自衛消防隊11名の合計39名</u>を常時確保し、大規模損壊発生時は<u>統括待機当番者が初動の指揮を執る体制を整備する</u>。なお、<u>原子炉運転停止中*</u>については、<u>中央制御室の当直(運転員)を5名とする</u>。</p> <p>※ <u>原子炉の状態が冷温停止(原子炉冷却材温度が100℃未満)及び燃料交換の期間</u></p> <p>また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室(<u>当直(運転員)</u>を含む)が機能しない場合もあらかじめ想定し、<u>重大事故等対応要員</u>で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。</p> <p>b. 大規模損壊発生時において、<u>災害対策要員</u>として参集が期待される社員寮、社宅等の<u>災害対策要員</u>の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。</p>	<p>・発電所設置数の差異。</p> <p>・組織名称、人数の差異。</p> <p>・東海第二は原子炉運転停止中に当直(運転員)が減少することを記載。</p> <p>・組織名称の差異。</p> <p>・東海第二の多能化は、重大事故等対応要員(保修班)が対象。</p> <p>・東海第二では2時間以内に参集可能な場合、自宅待機も可であり、「等」を記載。</p> <p>・東海第二の参集要員</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>る召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。</p> <p>c. 休日、時間外（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。</p> <p>(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を以下の基本的な考え方に基づき整備する。</p> <p>a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。 さらに、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。</p>	<p><u>め定めた集合場所にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。</u></p> <p>c. 大規模な自然災害が発生した場合には、発電所構内に常時確保する要員100名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、<u>運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により、優先する対応手順を、必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。</u></p> <p>(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。</p> <p>a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における<u>運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊初期消火班</u>は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。</p>	<p>c. 大規模な自然災害が発生した場合には、発電所構内に常駐する要員39名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、<u>当直（運転員）及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により、優先する対応手順を、必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。</u></p> <p>(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に常駐している災害対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。</p> <p>a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における<u>災害対策要員（初動）</u>は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に常駐している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。</p>	<p>は、発電所に近い（2時間以内）ことから、発電所に直接参集。</p> <p>・体制と人数の差異。</p> <p>・体制の差異。 ・柏崎刈羽は勤務者、東海第二は勤務又は待機要員にて対応。 (以下、同じ差異は記載を省略)</p> <p>・東海第二の災害対策要員（初動）には当直（運転員）及び自衛消防隊を含む。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>b. 地震、津波等の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の発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。</p> <p>c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。プルーム放出時は、最低限必要な要員は代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。</p> <p>d. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。 なお、緊急時対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防組織による消火活動を実施する。</p> <p>(4) 大規模損壊発生時の対応拠点 大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）が基本となる。また、運転員（当直員）の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員（当直員）に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し緊急時対策本部が判断する。</p>	<p>b. 地震、津波等の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の発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。</p> <p>c. プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う<u>緊急時対策要員</u>と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な<u>緊急時対策要員</u>は緊急時対策所、<u>運転員</u>は中央制御室待避室にとどまり、その他の<u>緊急時対策要員</u>及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、<u>発電所対策本部</u>の指示に基づき再参集する。</p> <p>d. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、<u>発電所対策本部</u>の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、<u>発電所対策本部長</u>が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、<u>緊急時対策要員</u>を<u>火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる</u>。なお、<u>発電所対策本部</u>の体制が整った後は、本部長の判断により、<u>自衛消防組織を立ち上げ、自衛消防隊による消火活動を実施する</u>。</p> <p>(4) 大規模損壊発生時の対応拠点 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、<u>本部長</u>を含む<u>発電所対策本部</u>の<u>緊急時対策要員等</u>が対応を行う拠点は、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>を基本とする。<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所</u>の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペース及び必要に応じて<u>風雨を凌ぐための資機材</u>を活用することにより<u>発電所対策本部</u>の指揮命令系統を維持する。</p>	<p>b. 地震、津波等の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の発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。</p> <p>c. プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う<u>災害対策要員</u>と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な<u>災害対策要員</u>は緊急時対策所及び<u>第二弁操作室</u>、<u>当直（運転員）</u>の一部は中央制御室待避室にとどまり、その他の<u>災害対策要員</u>は発電所構外へ一時退避し、その後、<u>災害対策本部長</u>の指示に基づき再参集する。</p> <p>d. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、<u>災害対策本部</u>の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、<u>災害対策本部長</u>が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、<u>災害対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員</u>を消火活動に従事させる。</p> <p>(4) 大規模損壊発生時の対応拠点 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、<u>災害対策本部長</u>を含む<u>災害対策本部</u>の<u>災害対策本部要員</u>が対応を行う拠点は、<u>緊急時対策所</u>を基本とする。<u>緊急時対策所</u>の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペースとして、<u>緊急時対策室建屋（免震構造）</u>を活用することにより<u>災害対策本部</u>の指揮命令系統を維持する。</p>	<p>・東海第二は現場操作の際、第二弁操作室にもとどまる。</p> <p>・東海第二は、再参集の指示は、災害対策本部長で統一。</p> <p>・消火活動にける指揮命令系統の差異。</p> <p>・東海第二の災害対策本部は自衛消防隊を含めているので、同時に立ち上がる。</p> <p>・代替可能な施設の差異。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>なお、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。</p> <p>(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立</p> <p>a. 本店対策本部体制の確立</p> <p>(a) 発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。</p> <p>(b) 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店対策本部の要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。</p> <p>(c) 原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体となって対応を実施する。</p> <p>また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。</p> <p>b. 外部支援体制の確立</p> <p>(a) 大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「5.1.3 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</p> <p>5.2.1.3大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備</p> <p>大規模損壊の発生に備え、5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等</p>	<p>また、<u>運転員</u>の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により<u>運転員</u>に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況、対応可能な要員等を勘案し<u>発電所対策本部</u>が適切な拠点を選定する。</p> <p>(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立</p> <p>a. <u>本社</u>対策本部体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における<u>本社</u>対策本部の設置による発電所への支援体制は、「5.1.4 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で整備する支援体制と同様である。</p> <p>b. 外部支援体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「5.1.3 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</p> <p>5.2.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備</p> <p>大規模損壊の発生に備え、5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に<u>したがって</u>活動を行うために必要な重大事</p>	<p>また、<u>当直（運転員）</u>の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により<u>当直（運転員）</u>に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況、対応可能な要員等を勘案し<u>災害対策本部</u>が適切な拠点を選定する。</p> <p>(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立</p> <p>a. <u>本店</u>対策本部体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における<u>本店</u>対策本部の設置による発電所への支援体制は、「5.1.4 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備」で整備する支援体制と同様である。</p> <p>b. 外部支援体制の確立</p> <p>大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「5.1.3 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。</p> <p>5.2.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備</p> <p>大規模損壊の発生に備え、5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に<u>従って</u>活動を行うために必要な重大事故等</p>	<p>・組織名称の差異。</p> <p>・組織名称の差異。</p> <p>・東海第二は最新公用</p>

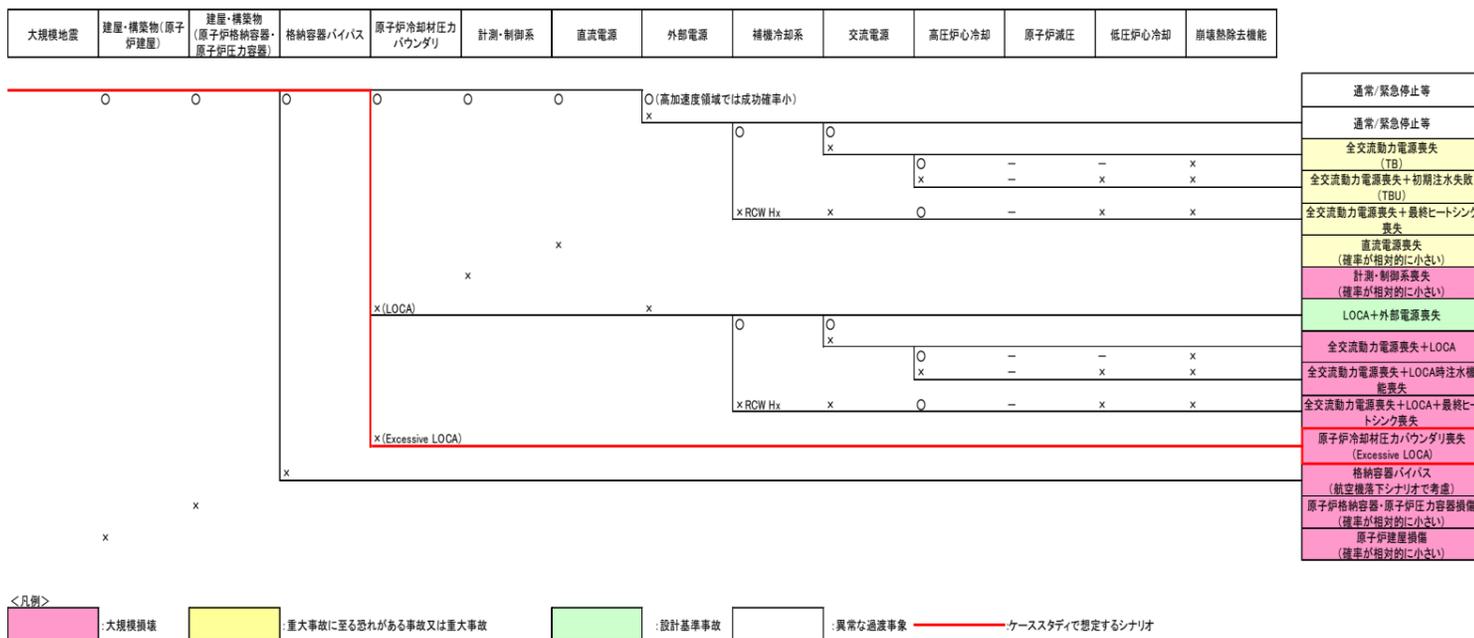
玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>対処設備及び資機材を配備する。</p> <p>(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時において、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。</p> <p>a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。</p> <p>c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>d. 原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管すると</p>	<p>故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。</p> <p>(1) 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に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。</p> <p>a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備は、<u>基準津波</u>を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。</p> <p>c. 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋、<u>タービン建屋及び廃棄物処理建屋</u>から100m以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。</p> <p>d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。</p>	<p>対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。</p> <p>(1) 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に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。</p> <p>a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備は、<u>敷地に遡上する津波</u>を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。</p> <p>c. 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋等から100m以上離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。</p> <p>d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。</p>	<p>文用字用語に従い記載。</p> <p>・東海第二は敷地に遡上する津波を考慮。</p> <p>・東海第二は原子炉建屋の他、常設低圧代替注水系格納槽からの離隔を考慮することを踏まえて記載。</p>

玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>ともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける</p> <p>e. 地震、津波、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。特に、ホイールローダ等のアクセスルート復旧用重機については、比較的標高が高い場所 (EL. +16m、+28m) に分散して保管する。</p> <p>(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。</p> <p>b. 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。</p> <p>c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。</p> <p>e. 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。</p> <p>f. 大規模な自然災害により外部支援が受けられないこと</p>	<p>e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</p> <p>(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。</p> <p>b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び<u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)</u>や放水砲等の消火設備を配備する。</p> <p>c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も</p>	<p>e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</p> <p>(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。</p> <p>b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び<u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)</u>や放水砲等の消火設備を配備する。</p> <p>c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する<u>全面</u>マスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。</p> <p>d. <u>化学薬品等が流出した場合に備えて、マスク、長靴等の資機材を配備する。</u></p> <p>e. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も</p>	<p>・建屋構成の差異。</p> <p>・設備名称の差異。</p> <p>・資機材名称の差異。</p> <p>・東海第二は、化学物質漏えいに備えて、防護具を配備。</p> <p>・付番の差異。</p>

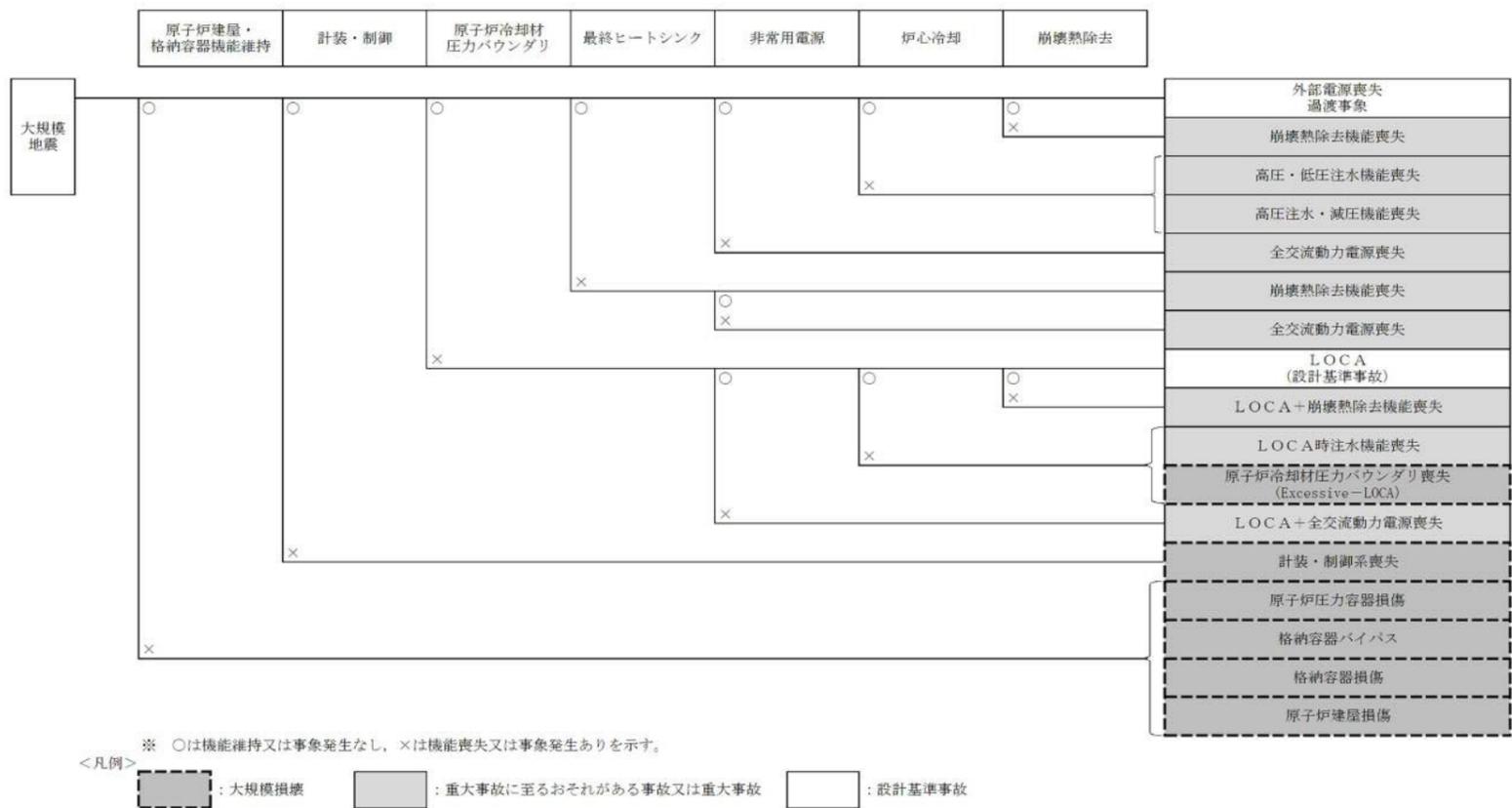
玄海原子力発電所 3/4号	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>を想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。</p> <p>g. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。</p> <p>また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型通話設備、無線連絡設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。</p>	<p>事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。</p> <p>e. 大規模損壊発生時において、<u>指揮者</u>と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。</p> <p>また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、<u>携帯型音声呼出電話設備</u>及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。</p>	<p>事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。</p> <p>f. 大規模損壊発生時において、<u>班長</u>と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。</p> <p>また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、<u>携行型有線通話装置</u>及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。<u>さらに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・付番の差異。 ・組織名称の差異。 ・資機材名称の差異。 ・東海第二は消火活動時に専用の通信連絡設備を使用することを明記。

【対象項目：2.1 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における事項（その2-2）】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
<div data-bbox="201 268 1210 394"> <p>① 外部事象の収集 発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に44事象を収集。</p> </div> <div data-bbox="697 403 756 445" style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="201 445 1210 613"> <p>② 個別の事象に対する発電用原子炉施設安全性への影響度評価（起因事象の特定） 収集した各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。</p> </div> <div data-bbox="697 621 756 663" style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="201 663 1210 1377"> <p>③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 ②の影響度評価により、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・風（台風） ・竜巻 ・低温（凍結） ・降水 ・積雪 ・落雷 ・火山 ・隕石 </div> <div data-bbox="697 1386 756 1428" style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="201 1461 1210 1776"> <p>④ ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について、重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 </div> <div data-bbox="243 1789 1175 1818"> <p>第5.2-1図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要</p> </div>	<div data-bbox="1276 268 2285 394"> <p>① 外部事象の収集 発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に55事象を収集。</p> </div> <div data-bbox="1765 403 1825 445" style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="1276 445 2285 613"> <p>② 個別の事象に対する発電用原子炉施設安全性への影響度評価（起因事象の特定） 収集した各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。</p> </div> <div data-bbox="1765 621 1825 663" style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="1276 663 2285 1377"> <p>③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定 ②の影響度評価により、そもそも東海第二発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 ・竜巻 ・凍結 ・積雪 ・落雷 ・火山の影響 ・森林火災 ・隕石 </div> <div data-bbox="1765 1386 1825 1428" style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="1276 1461 2285 1776"> <p>④ ケーススタディの対象シナリオ選定 上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について、重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・津波 ・地震と津波の重畳 </div> <div data-bbox="1288 1789 2273 1818"> <p>第5.2-1図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要</p> </div>	<p>・柏崎刈羽は自然現象55事象を類似・随伴事象に整理後、44事象として評価を実施しているが、東海第二は自然現象55事象の評価を実施。</p> <p>・対象プラントの差異。</p> <p>・東海第二の風（台風）は、竜巻に包絡。</p> <p>・記載表現の差異。</p> <p>・東海第二の降水は、津波に包絡。</p> <p>・記載表現の差異。</p> <p>・森林火災は、柏崎刈羽では延焼しても発電用原子炉施設への影響はないとしているが、東海第二は輻射熱による送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る想定のため、抽出。</p>

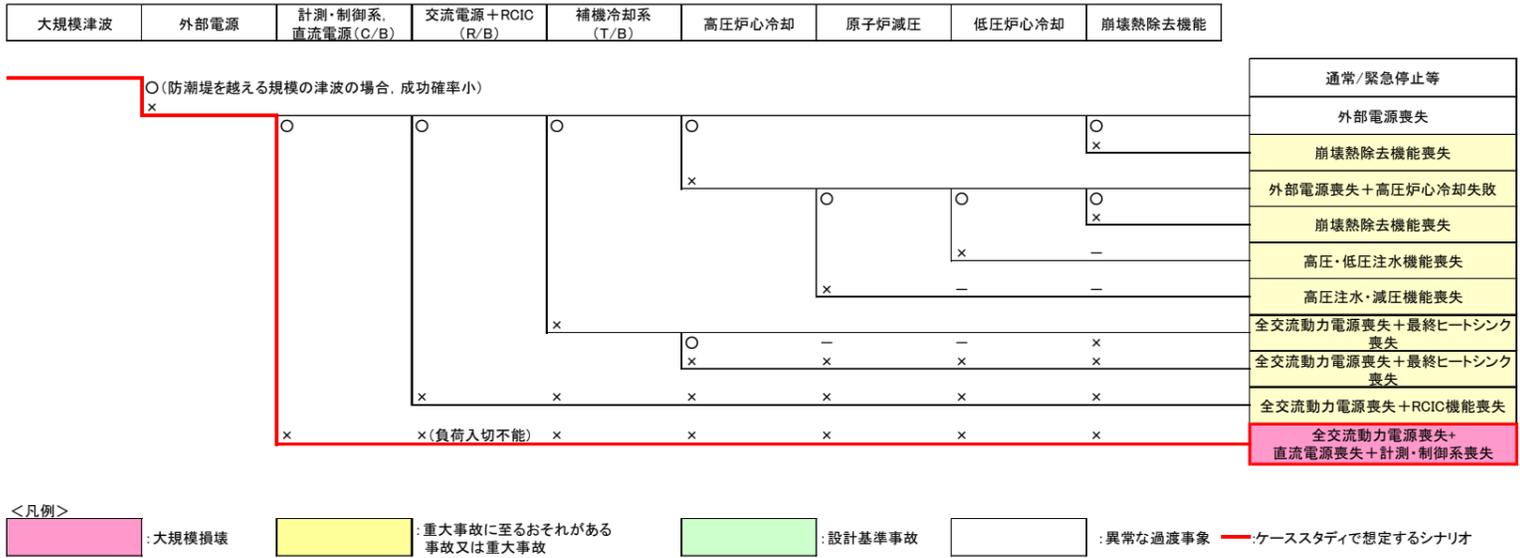


第 5.2-2 図 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況(1/3)

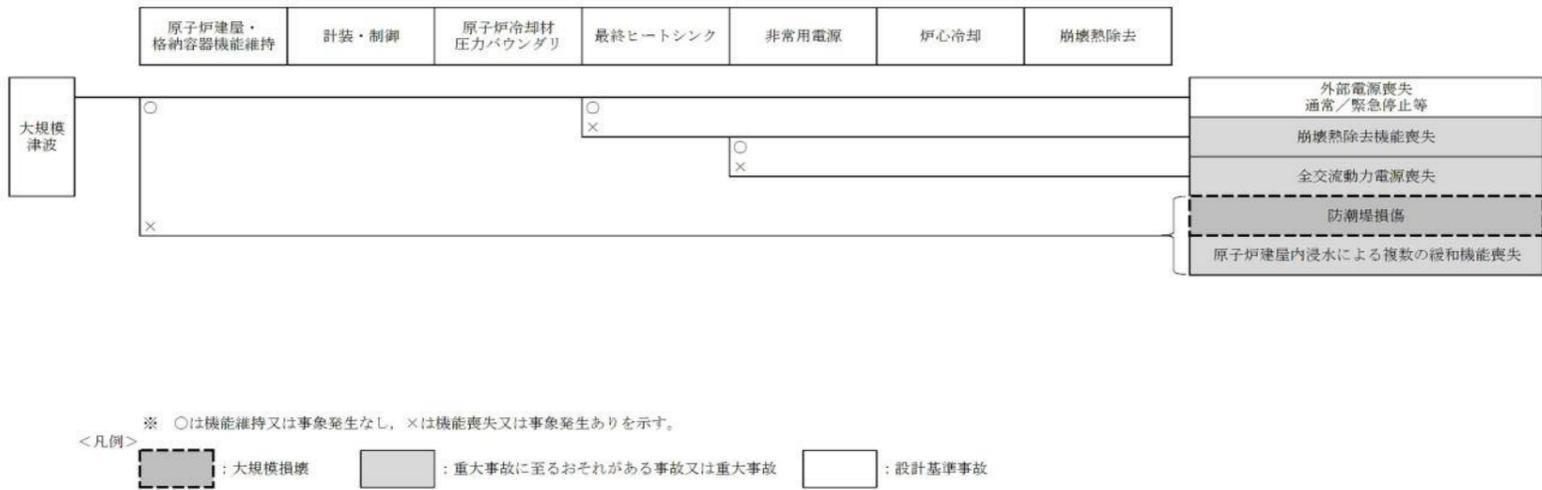


第 5.2-2 図 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況（1/3）

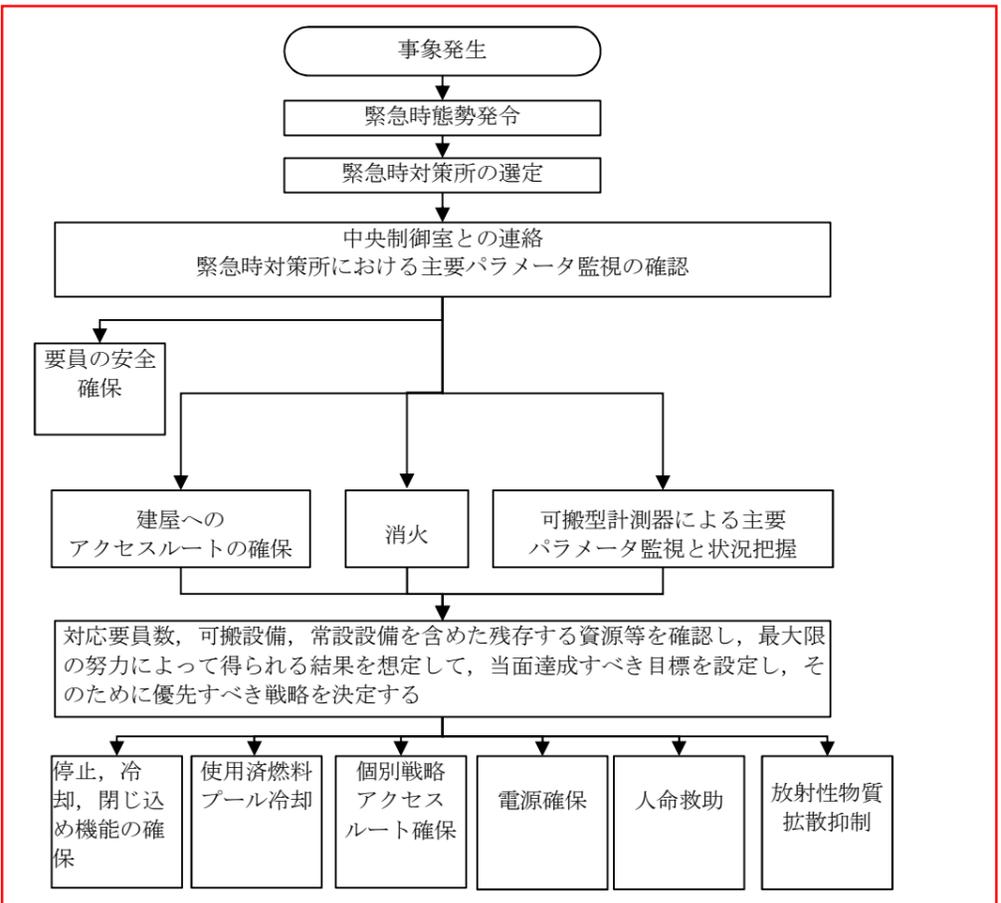
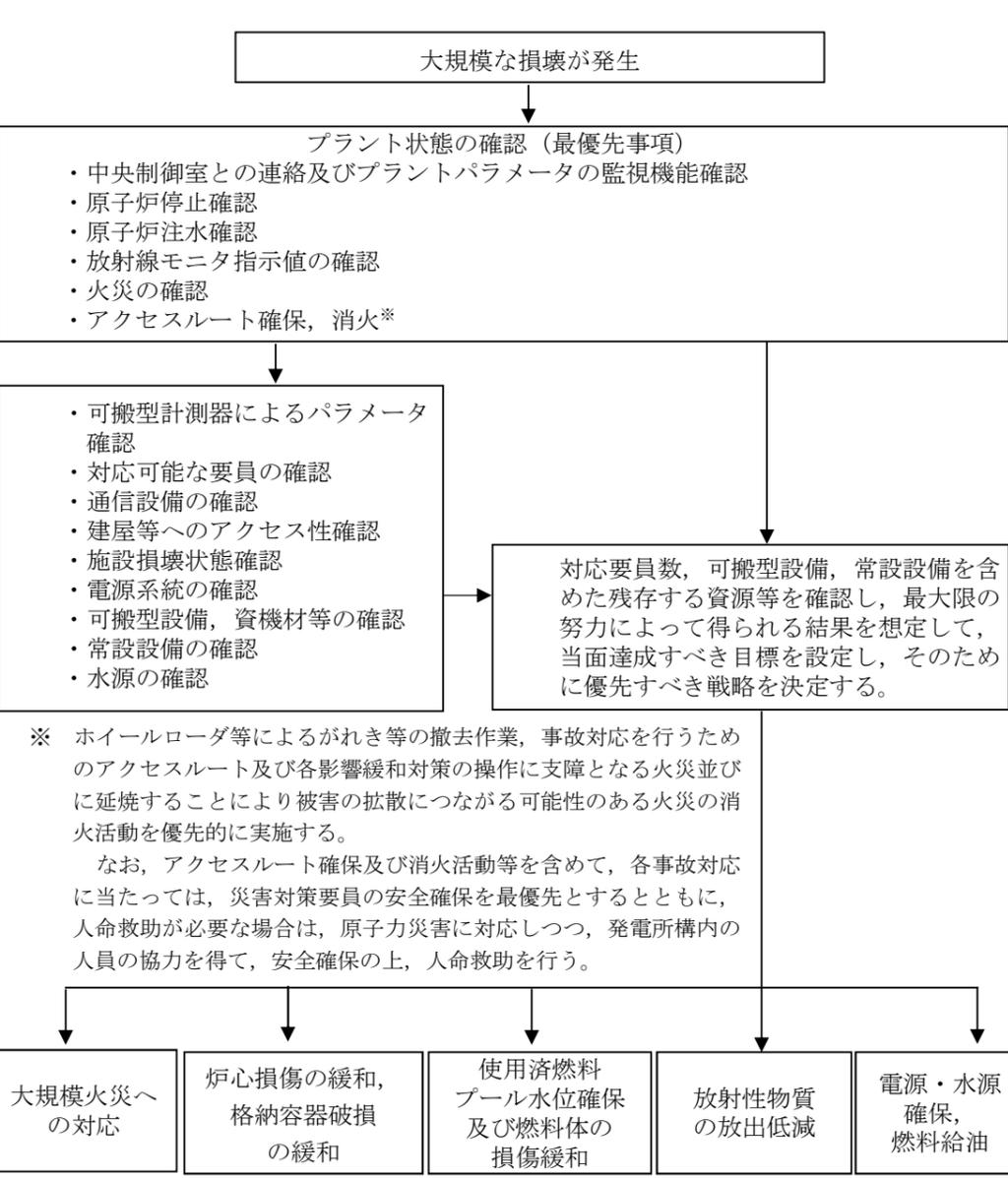
・イベントツリーの構造は異なるものの発電用原子炉施設に与える影響は同様。（以下、同じ差異は記載を省略）



第 5.2-2 図 大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況 (2/3)



第 5.2-2 図 大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況 (2/3)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考
 <p>第 5.2-3 図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー (プラント状況把握が困難な場合)</p>	 <p>第5.2-3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー (プラント状況把握が困難な場合)</p>	<p>・初動対応フローにおける確認項目の記載レベルの差異。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：2.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機衝突その他テロリズムへの対応における事項（その2-3）】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/14)				第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/7)				・プラント固有の自然現象の影響の差異。
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
①地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉補機冷却水系熱交換器の構造損傷の可能性があり、また、これにより、非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで、非常用ディーゼル発電機が停止し、外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性が高い。大口径配管の破断や破損箇所が多い場合、原子炉圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 	<p>【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却水系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失 	地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開閉設備の碍子、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・非常用海水ポンプの損傷により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・直流電源設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCA又は格納容器バイパスが発生し、ECCS注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 	<p>【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・海水ポンプ（RHR、DGS、HPCS-DGS） ・直流電源 ・計測・制御系 ・設計基準事故対処設備（ECCS等） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋 ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・炉心冷却機能喪失 ・LOCA ・計装・制御系喪失 ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 <p>原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、地震により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>	
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/14)				第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/7)				
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
	<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 				<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 			
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (3/14)				第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/7)				
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
②津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所近海での震源による地震を考慮し、地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外の低起動変圧器が津波により冠水し、外部電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性が高い。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 	<p>【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低起動変圧器 ・125V 直流電源 ・原子炉隔離時冷却系 ・非常用高圧母線 ・復水補給水系 ・原子炉補機冷却系 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・高圧炉心冷却機能喪失 ・最終ヒートシンク喪失 	津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考え、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・基準津波を超える規模として、敷地に遡上する津波（防潮堤位置においてT.P.+24m）を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性が高い。 ・海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波の浸水に伴う直流125V主母線盤の損傷により、非常用交流電源の制御機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・モニタリング・ポストの津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等により、アクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 	<p>【敷地に遡上する津波を超える津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・海水ポンプ（RHR、DGS、HPCS-DGS） ・直流電源 ・設計基準事故対処設備（ECCS等） ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 <p>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考	
	<p>性能がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却水ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 モニタリング・ポストの津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 				<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型モニタリングによる測定及び監視を行う。 火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 				
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (4/14)									
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態		
	<ul style="list-style-type: none"> 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 								
③風(台風含む)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、あらかじめ体制を強化して対策(飛散防止措置の確認等)を実施する。 設計基準風速40.1m/s(地上高10m, 10分間平均)を超える強風を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 台風による漂流物により取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋 送変電設備 軽油タンク 取水口 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 最終ヒートシンク喪失 						
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (5/14)									
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態		
	<ul style="list-style-type: none"> 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 								
④竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 竜巻注意情報が発表された場合は、屋外でのクレーン転倒防止等の最低限の対応を行った上で作業を中断し、屋内の安全な場所に退避する。 発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された場合あるいはその情報を入手した場合は、対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。 設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 竜巻による資機材又は車両等が飛散して、取水口周辺の海に入り、取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋 送変電設備 軽油タンク 電気品室換気空調系 取水口 原子炉建屋ブローアウトパネル 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 最終ヒートシンク喪失 						
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/14)									
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態		
				竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 竜巻防護設備及び竜巻防護設備に波及的影響を及ぼし得る設備は、風速100m/sの竜巻から設定した荷重に対して、飛来物防護対策設備等によって防護されている。 事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策(飛散防止措置の確認等)を講じることが可能である。 最大風速100m/sを超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重及び飛来物の衝突による送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 飛来物の衝突による海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ(RHRS, DGS, HPCS-DGS) 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 <p>全交流動力電源喪失(設計基準事故対処設備の機能喪失)に加えて、竜巻により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>		

・東海第二の風(台風含む)は竜巻に包絡。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
	<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 				<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 			
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (4/7)								
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
⑤低温(凍結)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 低温における設計基準温度-15.2℃を超える規模の低温を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子に着水することによって相间短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の凍結防止対策（連続ブロー、循環運転等）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送変電設備 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 	凍結	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 敷地付近で観測された最低気温-12.7℃を下回る規模を想定する。 <p>【観測記録を下回る場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子に着水することによって相间短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の凍結防止対策（加温等の凍結防止対策）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【-12.7℃を下回る低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (7/14)								
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
⑥降水	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準降水量101.3mm/hを超える規模の降水を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、雨水が下層階へ伝播し、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に損傷を受けることにより、あるいは没水若しくは被水することにより、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【設計基準を超える降水を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 タービン及び発電機 中央制御室 直流電源 送変電設備 非常用ディーゼル発電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失 					
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (8/14)								
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態					
	<p>その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 降水の影響により地滑りが発生し、屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 緩和設備を用いて対応する。 							

・東海第二の降水は津波に包絡。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉			東海第二発電所			備考	
⑦積雪	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 設計基準積雪量 167cm を超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失 	<p>【設計基準を超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 タービン及び発電機 中央制御室 直流電源 送変電設備 軽油タンク 中央制御室換気空調 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失 	積雪	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 建築基準法で定められた敷地付近の設計基準積雪量 30 cm を超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子への着雪により相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 積雪により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> あらかじめ体制を強化しての対策（除雪）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
第 5.2-1 表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (9/14)							
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態				
	<p>し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝搬し、機能喪失に至る可能性がある。 廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機室空調 					
第 5.2-1 表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (10/14)							
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態				
	<ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子に雪が着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 中央制御室換気空調及び非常用ディーゼル発電機室空調給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 非常用ディーゼル発電機室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 						
⑧落雷	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 雷注意報が発表された場合は、状況に応じて屋外での作業を中断し、屋内に退避する。 発電用原子炉施設への事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 	<p>【設計基準を超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 非常用交流電源設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 直流電源喪失 	落雷	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準雷撃電流 400kA を超える雷サージの影響を想定する。 落雷に対して、建築基準法に基づき高さ 20m を超える排気筒等へ避雷設備を設置し、避雷導体により接地網と接続する。接地網は、雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、安全保護系等の設備に影響を与えることはなく、安全に大地に導くことができる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 雷サージの影響による外部電源喪失の可能性がある。 雷サージの影響による海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 	<p>【設計基準を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ（RHRS、DGS、HPCS-DGS） 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失
第 5.2-1 表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (11/14)							
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態				
	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準電流値 200kA を超える雷サージの影響を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至る可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 直流電源 計測・制御系 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失 				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考	
	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により、原子炉補機冷却系、直流電源又は計測・制御系の機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 								
<p>第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/7)</p>				<p>第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/7)</p>					
⑨火山	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 	<p>【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計測・制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・予報等により事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である堆積厚さ50cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 	<p>【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 			
<p>第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (12/14)</p>				<p>第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (12/14)</p>					
自然現象	<p>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失すること、原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 	<p>自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室 ・送変電設備 ・軽油タンク ・中央制御室換気空調 ・非常用ディーゼル発電機室空調 	<p>最終的なプラント状態</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送電線や母子への降下火砕物の付着により相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・降下火砕物の堆積により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 					
<p>第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (13/14)</p>				<p>第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (13/14)</p>					
自然現象	<p>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気空調及び非常用ディーゼル発電機室空調給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 ・海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管の閉塞又は、海水ポンプの軸受摩耗や海水ストレーナの閉塞により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 	<p>自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器</p>	<p>最終的なプラント状態</p>	<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化しての対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 					
				<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防火帯を超えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、予防散水する等の安全対策を講じることが可能である。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送電鉄塔、送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・森林火災の延焼により、アクセスルートの通行が困難と 	<p>【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 			
									<ul style="list-style-type: none"> ・森林火災は、柏崎刈羽では延焼しても発電用原子炉施設への影響はないとしているが、東海第二は輻射熱による送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る想定のため、抽出。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
					なり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。			
					【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による建屋及びアクセスルートへの予防散水。			
第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (14/14)				第5.2-1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (7/7)				
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
⑩隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については、行えないものと想定する。 【影響評価】 ・建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は、当該建屋又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は、振動により安全機能が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合は、津波により安全機能が冠水し、機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】	・具体的な喪失する機能は特定しない	・具体的な喪失する機能は特定しない	隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については、行えないものと想定する。 【影響評価】 ・建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は、当該建屋又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は、振動により安全機能が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により安全機能が冠水し、機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は、故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し、振動が発生した場合は、地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。	・具体的に喪失する機器は特定しない	・具体的なプラント状態は特定しない	
第5.2-2表 自然現象の重畳がプラントへ与える影響評価				第5.2-2表 自然現象の重畳がプラントへ与える影響評価				
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態	
地震と	【影響評価に当たっての考慮事項】			地震と	【影響評価に当たっての考慮事項】	【地震と津波の重畳により】	【次のプラント状態が相】	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考							
<p align="center">第5.2-2表 自然現象の重量が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価</th> <th>自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能</th> <th>最終的なプラント状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①地震と津波の重量</td> <td> <p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 基準地震動を超える地震を想定する。 基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続) また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失 </td> <td> <p>【地震と津波の重量により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備全般 125V直流電源設備 非常用高圧母線 原子炉格納容器内配管 残留熱除去系 主蒸気系配管 原子炉補機冷却系 原子炉隔離時冷却系 復水補給水系 ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵槽周りの配管 高圧炉心注水系弁駆動部 高圧窒素ガス供給系配管 軽油タンク モニタリング・ポスト </td> <td> <p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 計測・制御系喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失 </td> </tr> </tbody> </table>				自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態	①地震と津波の重量	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 基準地震動を超える地震を想定する。 基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続) また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失 	<p>【地震と津波の重量により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備全般 125V直流電源設備 非常用高圧母線 原子炉格納容器内配管 残留熱除去系 主蒸気系配管 原子炉補機冷却系 原子炉隔離時冷却系 復水補給水系 ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵槽周りの配管 高圧炉心注水系弁駆動部 高圧窒素ガス供給系配管 軽油タンク モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 計測・制御系喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失 	<p>津波の重量</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生するものと想定する。 津波の事前の予測については、発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が襲来すると想定する。 地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し、建屋内浸水が発生することを想定する。 地震と津波の重量が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 開閉所設備の碍子等の損傷又は津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCA又は格納容器バイパスが発生し、ECCS注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 原子炉建屋内への津波による浸水により、直流125V主母線盤が冠水することにより、直流125Vの制御電源が喪失する可能性がある。 防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 大規模地震後に実施する屋外作業の開始が、大規模地震後の大規模津波によって、遅れる可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ (RHR S, DGS, HPCS-DGS) 直流電源 計測・制御系 設計基準事故対処設備 (ECCS等) 原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉格納容器 原子炉圧力容器 原子炉建屋 モニタリング・ポスト 	<p>乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 炉心冷却機能喪失 LOCA 計装・制御系喪失 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 <p>原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失(設計基準事故対処設備の機能喪失)に加えて、地震、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>	<p>・プラント固有の自然現象の影響の差異。</p>
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態												
①地震と津波の重量	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 基準地震動を超える地震を想定する。 基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続) また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失 	<p>【地震と津波の重量により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備全般 125V直流電源設備 非常用高圧母線 原子炉格納容器内配管 残留熱除去系 主蒸気系配管 原子炉補機冷却系 原子炉隔離時冷却系 復水補給水系 ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵槽周りの配管 高圧炉心注水系弁駆動部 高圧窒素ガス供給系配管 軽油タンク モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 計測・制御系喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失 												
<p align="center">第5.2-2表 自然現象の重量が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価</th> <th>自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能</th> <th>最終的なプラント状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td> <p>失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所が多い場合、発電用原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 <ul style="list-style-type: none"> モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 </td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態		<p>失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所が多い場合、発電用原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 <ul style="list-style-type: none"> モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 			<p>津波の重量</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生するものと想定する。 津波の事前の予測については、発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が襲来すると想定する。 地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し、建屋内浸水が発生することを想定する。 地震と津波の重量が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 開閉所設備の碍子等の損傷又は津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 原子炉建屋又は原子炉格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCA又は格納容器バイパスが発生し、ECCS注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。原子炉格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 原子炉建屋内への津波による浸水により、直流125V主母線盤が冠水することにより、直流125Vの制御電源が喪失する可能性がある。 防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 大規模地震後に実施する屋外作業の開始が、大規模地震後の大規模津波によって、遅れる可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型設備による測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により復旧を行う。 	<p>喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ (RHR S, DGS, HPCS-DGS) 直流電源 計測・制御系 設計基準事故対処設備 (ECCS等) 原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉格納容器 原子炉圧力容器 原子炉建屋 モニタリング・ポスト 	<p>乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 炉心冷却機能喪失 LOCA 計装・制御系喪失 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 <p>原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失(設計基準事故対処設備の機能喪失)に加えて、地震、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>	<p>・プラント固有の自然現象の影響の差異。</p>
自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設に与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態												
	<p>失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所が多い場合、発電用原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 <ul style="list-style-type: none"> モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 														
<p align="center">第5.2-3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>自然現象</th> <th>重大事故対策で想定していない事故シナリオ (大規模損壊)</th> <th>重大事故対策で想定している事故シナリオ</th> <th>設計基準事故で想定している事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地震</td> <td>・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excess)</td> <td>・崩壊熱除去機能喪失</td> <td>・外部電源喪失</td> </tr> </tbody> </table>				自然現象	重大事故対策で想定していない事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している事故シナリオ	設計基準事故で想定している事故シナリオ	地震	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excess)	・崩壊熱除去機能喪失	・外部電源喪失				
自然現象	重大事故対策で想定していない事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している事故シナリオ	設計基準事故で想定している事故シナリオ												
地震	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excess)	・崩壊熱除去機能喪失	・外部電源喪失												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
第5.2-3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (1/4)								
自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ	ive LOCA) ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷	・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA時注水機能喪失 ・LOCA+崩壊熱除去機能喪失 ・LOCA+全交流動力電源喪失	・過渡事象 ・LOCA (設計基準事故)		
①地震	・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失 (確率が相対的に小さい) ・格納容器バイパス (大型航空機の衝突シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい)	・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失 (確率が相対的に小さい)	・通常/緊急停止等 ・LOCA+外部電源喪失					
②津波	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失	・防潮堤損傷 全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性がある	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・外部電源喪失 ・通常/緊急停止等		
③地震と津波の重畳	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+Excessive LOCA+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗	・通常/緊急停止等	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA) ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA時注水機能喪失 ・LOCA+崩壊熱除去機能喪失 ・LOCA+全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象 ・通常/緊急停止等 ・LOCA (設計基準事故)		
第5.2-3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (2/4)								
自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ					
	・格納容器バイパス (大型航空機の衝突シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい)	・直流電源喪失 (確率が相対的に小さい)						
④風 (台風含む)	二	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失	全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性がある	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・過渡事象		
⑤竜巻	二	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失	全交流動力電源喪失に加えて、重大事故等対処設備である常設代替高圧電源装置が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性があるもの、被害の様態から地震及び津波のシナリオに代表される事象として整理される			・東海第二の風 (台風含む) は竜巻に包絡。	
⑥低温 (凍結)	二	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失	凍結	(なし)	・外部電源喪失		
⑦降水	・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失	積雪	(なし)	・外部電源喪失	・東海第二の降水は津波に包絡。	
⑧積雪	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測・制御系機能喪失 ・計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失					
第5.2-3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (2/2)								
自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所			備考
第5.2-3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (3/4)							
自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ	落雷	(なし)	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 過渡事象
⑨落雷	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失+直流電源喪失 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失 計測・制御系機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 直流電源喪失 直流電源喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常/緊急停止等 外部電源喪失 	火山の影響	(なし)	(なし)	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
⑩火山	<ul style="list-style-type: none"> 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 計測・制御系機能喪失 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 高圧注水機能喪失 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常/緊急停止等 外部電源喪失 	森林火災	(なし)	(なし)	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
⑪隕石	<ul style="list-style-type: none"> (衝突による荷重の影響) 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 計測・制御系機能喪失 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> (衝突による荷重の影響) 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 崩壊熱除去機能喪失 高圧注水機能喪失 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> (衝突による荷重の影響) 通常/緊急停止等 外部電源喪失 	隕石	津波又は故意による大型航空機の衝突と同様		
第5.2-3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (4/4)							
自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シナリオ (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ				
	<ul style="list-style-type: none"> (発電所近海への落下による津波の影響) 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> (発電所近海への落下による津波の影響) 崩壊熱除去機能喪失 (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) 高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失(初期注水成功) 全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> (発電所近海への落下による津波の影響) 通常/緊急停止等 外部電源喪失 				

・森林火災は、柏崎刈羽では延焼しても発電用原子炉施設への影響はないとしているが、東海第二は輻射熱による送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る想定のため、抽出。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉			東海第二発電所			備考	
第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/10)			第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (1/8)				
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目		
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により、原子炉出力を抑制する。	炉心の著しい損傷を緩和するための対策	再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止(原子炉スクラム)ができない事象(以下「ATWS」という。)が発生した場合、代替再循環系ポンプトリップ機能又は再循環系ポンプ手動停止により、原子炉出力を抑制する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備名称の差異。 	
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより未臨界とする。		ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより未臨界とする。		
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合、自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。		制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合、手動操作による制御棒挿入を行う。		<ul style="list-style-type: none"> ・ 電動駆動による自動挿入はABWR固有の設計。
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。		原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。		
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。		<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 1 項 (1.1) 	現場手動操作による高圧代替注水系起動		
現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	現場手動操作による高圧代替注水系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統の喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。				
						<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備設計の差異。 ・ 設備設計の差異。 ・ 設備設計の差異。 	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉			東海第二発電所			備考
第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/10)						
対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目			
	ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。		ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の差異。 ・設備名称の差異。 ・設備設計又は設備名称の差異。 ・東海第二の代替交流電源では、制御棒駆動水圧系のサポート系の運転に必要な容量が確保されないため、全交流動力電源喪失時の条件を記載していない。 ・設備名称の差異。
	制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉压力容器への注水を実施する。		制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、電源及び原子炉補機冷却系による冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水を実施する。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉			東海第二発電所			備考																								
<p>原子炉減圧操作</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>・第3項, 4項 (1.3)</p>			<p>第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (2/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応操作</th> <th>内容</th> <th>技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉減圧操作</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。</td> <td>・第3項, 4項 (1.3)</td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放</td> <td>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して発電用原子炉を減圧する。</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	・第3項, 4項 (1.3)	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して発電用原子炉を減圧する。		<ul style="list-style-type: none"> 設備設計又は設備名称の差異。 															
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目																												
原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	・第3項, 4項 (1.3)																												
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して発電用原子炉を減圧する。																													
<p>第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応操作</th> <th>内容</th> <th>技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放</td> <td>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して発電用原子炉を減圧する。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放</td> <td>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して発電用原子炉を減圧する。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保</td> <td>不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合、供給源を高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して発電用原子炉を減圧する。		代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して発電用原子炉を減圧する。		高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保	不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合、供給源を高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。		<p>第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (3/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応操作</th> <th>内容</th> <th>技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放</td> <td>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を開放して発電用原子炉を減圧する。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放</td> <td>逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁(逃がし弁機能(自動減圧機能なしA, G, S及びV))の電磁弁排気ポートに窒素を供給し、逃がし安全弁(逃がし弁機能(自動減圧機能なしA, G, S及びV))を開放して発電用原子炉を減圧する。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保</td> <td>窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を確保する。</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を開放して発電用原子炉を減圧する。		非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放	逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁(逃がし弁機能(自動減圧機能なしA, G, S及びV))の電磁弁排気ポートに窒素を供給し、逃がし安全弁(逃がし弁機能(自動減圧機能なしA, G, S及びV))を開放して発電用原子炉を減圧する。		非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保	窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を確保する。		<ul style="list-style-type: none"> 設備設計又は設備名称の差異。 設備名称の差異。 機能喪失想定範囲の差異 対象弁の差異。 窒素にガスを付けないルールで記載を統一している。(以下、同じ差異は記載を省略) 東海第二では、供給対象を自動減圧機能付の逃がし安全弁としている。 設備名称の差異。
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目																												
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して発電用原子炉を減圧する。																													
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して発電用原子炉を減圧する。																													
高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保	不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合、供給源を高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。																													
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目																												
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を開放して発電用原子炉を減圧する。																													
非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁(逃がし弁機能)開放	逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータの供給圧力の喪失により逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁(逃がし弁機能(自動減圧機能なしA, G, S及びV))の電磁弁排気ポートに窒素を供給し、逃がし安全弁(逃がし弁機能(自動減圧機能なしA, G, S及びV))を開放して発電用原子炉を減圧する。																													
非常用窒素供給系による逃がし安全弁(自動減圧機能)駆動源確保	窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合、供給源を非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベに切り替えることで逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を確保する。																													

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉			東海第二発電所			備考															
<p>第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応操作</th> <th>内容</th> <th>技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <p>低圧代替注水</p> </td> <td> <p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、<u>低圧代替注水系(可搬型)及び消火系</u>による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</u>原子炉圧力</p> </td> <td> <p>・第3項, 4項 (1.4)</p> </td> </tr> </tbody> </table>			対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	<p>低圧代替注水</p>	<p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、<u>低圧代替注水系(可搬型)及び消火系</u>による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</u>原子炉圧力</p>	<p>・第3項, 4項 (1.4)</p>	<p>第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応操作</th> <th>内容</th> <th>技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td> <p>容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、<u>低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え<u>給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> </td> <td></td> </tr> <tr> <td> <p><u>給復水系復旧による原子炉冷却</u></p> </td> <td> <p>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、<u>給復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</u></p> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目		<p>容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、<u>低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え<u>給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>		<p><u>給復水系復旧による原子炉冷却</u></p>	<p>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、<u>給復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</u></p>		
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目																			
<p>低圧代替注水</p>	<p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、<u>低圧代替注水系(可搬型)及び消火系</u>による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</u>原子炉圧力</p>	<p>・第3項, 4項 (1.4)</p>																			
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目																			
	<p>容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、<u>低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え<u>給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>																				
<p><u>給復水系復旧による原子炉冷却</u></p>	<p>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、<u>給復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</u></p>																				
<p>第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応操作</th> <th>内容</th> <th>技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <p>低圧代替注水</p> </td> <td> <p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉容器への注水を開始する。</u>原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、<u>低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系(可搬型)</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え<u>給水・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(低圧注水系)</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> </td> <td> <p>・第3項, 4項 (1.4)</p> </td> </tr> <tr> <td> <p><u>給水・復水系復旧による原子炉冷却</u></p> </td> <td> <p>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系</u>が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、<u>給水・復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</u></p> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table>			対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	<p>低圧代替注水</p>	<p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉容器への注水を開始する。</u>原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、<u>低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系(可搬型)</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え<u>給水・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(低圧注水系)</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>	<p>・第3項, 4項 (1.4)</p>	<p><u>給水・復水系復旧による原子炉冷却</u></p>	<p>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系</u>が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、<u>給水・復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</u></p>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東海第二では常設と可搬型の低圧代替注水系を同時に準備する運用。 ・整備する対策の差異。 ・系統構成が同時に完了することは考えにくく、準備完了した系統から使用することとなるため、その旨を記載。 ・整備する低圧代替注水手段の差異。 ・給水系、復水系の総称記載方法の差異。(以下、同じ差異は記載を省略) ・ECCSに係る記載は、設備設計、運転モード記載方法の差異。(以下、同じ差異は記載を省略) ・整備する低圧代替注水手段の差異。 									
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目																			
<p>低圧代替注水</p>	<p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、<u>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉容器への注水を開始する。</u>原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、<u>低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系、補給水系及び低圧代替注水系(可搬型)</u>の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え<u>給水・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系(低圧注水系)</u>を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>	<p>・第3項, 4項 (1.4)</p>																			
<p><u>給水・復水系復旧による原子炉冷却</u></p>	<p>低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、<u>代替循環冷却系、消火系及び補給水系</u>が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、<u>給水・復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</u></p>																				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	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性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原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器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。	・第3項, 4項 (1.9), (1.10)	原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	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	炉心の著しい損傷が発生し、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内へ窒素を供給する。	・第3項, 4項 (1.9)	<ul style="list-style-type: none"> 東海第二では、重大事故等対策設備としているため記載。 技術的能力1.9の手段として整備。 技術的能力1.9の手段として整備。 格納容器ベントには「原子炉」を付けない記載ルールとしている。 	
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により、補機冷却水を供給する。	・第3項, 4項 (1.5)	第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/8)					
				対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目			<ul style="list-style-type: none"> 設備設計の相違。(東海第二では常設と可搬型設備による対策を整備) 東海第二の非常用補機冷却は海水直接冷却方式であるため、供給する補機冷却水が海水であることが分かる記載としている。 ここに記載する格納容器ベント手段は炉心損傷前に実施するものと考えられることから、適用される技術的能力は1.5のみとして整理した。
第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/10)									
	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	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。	・第3項, 4項 (1.5), (1.7)	緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による補機冷却用の海水確保	残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により、補機冷却用の海水を供給する。	・第3項, 4項 (1.5)			
	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	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。		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	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。				
				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	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。				

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う	・第3項, 4項 (1.6), (1.7), (1.12)		代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、代替淡水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	・第3項, 4項 (1.6)	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転モードはポンプに対してではなく、系統に定義されるものと整理し、「ポンプ」の記載は削除した。 ・柏崎刈羽が重大事故等対処設備のうち常設による対策のみ記載しているため、整合させた。 ・代替格納容器スプレイ冷却系は1.6の手順であるため、1.7と1.12は記載していない。 ・他項目と整合させ、句点を付けた。
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	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、格納容器圧力逃がし装置により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。	・第3項, 4項 (1.5), (1.7)		代替循環冷却系による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器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。	・第3項, 4項 (1.7)	
	代替循環冷却による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、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。			格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	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、格納容器圧力逃がし装置により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。		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、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（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	・第3項, 4項 (1.8)		格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、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（常設）により、 <u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u> に落下した熔融炉心を冷却する。	・第3項, 4項 (1.8)	<ul style="list-style-type: none"> ・設備名称の差異。(以下, 同じ差異は記載を省略)
第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/10)				第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/8)				
	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、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を冷却する。	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目		格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、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）</u> に落下した熔融炉心を冷却する。		
	消火系によるデブリ冷却	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、 <u>ろ過水タンク</u> を水源とした消火系により、 <u>原子炉格納容器の下部</u> に落下した熔融炉心を冷却する。			消火系によるデブリ冷却	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、 <u>ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク</u> を水源とした消火系により、 <u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u> に落下した熔融炉心を冷却する。		
					補給水系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、 <u>原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンク</u> を水源とした補給水系により、 <u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u> に落下した熔融炉心を冷却する。		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プール スプレイ	使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。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</u> による注水を実施しても水位を維持できない場合に、 <u>可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台</u> により、 <u>常設スプレイヘッド</u> を使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、 <u>常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台</u> により、 <u>可搬型スプレイヘッド</u> を使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。	・第3項, 4項 (1.11)	使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プール スプレイ	使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。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>代替燃料プール注水系</u> 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又は可搬型代替注水大型ポンプ</u> により、 <u>常設スプレイヘッド</u> を使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、 <u>常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水大型ポンプ</u> により、 <u>可搬型スプレイノズル</u> を使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。	・第3項, 4項 (1.11)	<ul style="list-style-type: none"> ・系統・設備名称の差異。 ・設備設計の差異。
5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/10)								
対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	補給水系による使用済燃料プールへの注水		使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合、 <u>補給水系</u> の電源復旧が実施可能な場合において、 <u>復水貯蔵タンク</u> を水源とし、 <u>補給水系</u> により使用済燃料プールへ注水する、又は <u>スキマサージタンク</u> に補給し、逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。	<ul style="list-style-type: none"> ・東海第二では、直接注水が可能であるため、経路系統を記載していない。 ・設備名称の差異。 	
	<u>復水移送ポンプ</u> による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合、 <u>復水移送ポンプ</u> の電源復旧が実施可能な場合において、 <u>復水貯蔵槽</u> を水源とし、 <u>残留熱除去系洗浄水ライン</u> から <u>残留熱除去系最大熱負荷ライン</u> を経由して <u>復水移送ポンプ</u> により使用済燃料プールへ注水する、又は <u>スキマサージタンク</u> に補給し、逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考	
				第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (6/8)					
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉ウェル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、 <u>防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ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</u>	・第3項, 4項 (1.10)	対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	・東海第二固有の対策。 ・設備設計の差異。 ・他項目と整合させ、句点を付けた。 ・設備設計の差異。 ・低層階の水素濃度も判断基準としているため、天井に限定した記載としていない。 ・技術的能力1.10と整合させ、排出先を明確にした。		
	原子炉建屋トップベント	炉心の著しい損傷が発生した場合、 <u>原子炉建屋天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</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の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合、 <u>原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建屋原子炉棟内に滞留した水素を大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</u>	・第3項, 4項 (1.10)			
	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	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ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により原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、 <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し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。</u>	・第3項, 4項 (1.12)	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	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ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により原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、 <u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び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。</u>	・第3項, 4項 (1.12)		・設備設計の差異。	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(8/10)								
対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	
	放射性物質吸着材及び汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通じて北放水口から海へ流れ出すため、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。			汚濁防止膜及び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	放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、汚染水は一般排水路を通過して雨水排水路集水柵又は放水口から海へ流れ出すため、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。また、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。		<ul style="list-style-type: none"> ・講じる対策順に記載。 ・プラント設計の差異。
第 5.2-4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/8)								
対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、大型化学高所放水車、化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第2項(2.1)	大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、可搬型代替注水中型ポンプ、放水銃、化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第2項(2.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・配備する消火設備の差異。
対応に必要なアクセスルート確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項, 2項(2.1)	対応に必要なアクセスルート確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項, 2項(2.1)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考	
電源確保	非常用交流母線への給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系、C系の順で復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線経由)による給電を行う。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.14) 第3項, 4項 (1.15) 	電源確保	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源及び非常用所内電気設備による給電が見込めない場合、M/C 2Cを優先に、常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。(緊急用M/Cを経由するため、代替所内電気設備への給電も同時に行われる)	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.14) 第3項, 4項 (1.15) 	<ul style="list-style-type: none"> 設備名称の差異。 東海第二は、常設の代替交流電源設備は1組のみ設置。 常設代替交流電源設備から受電する非常用高圧母線は1母線のみとする設計。 	
第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(9/10)									
対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電		外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備によるパワーセンタ2C及び2Dへの給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備(可搬型代替低圧電源車)を可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、パワーセンタ2C及び2Dへ給電する。			<ul style="list-style-type: none"> 設備設計の差異。 東海第二は動力変圧器を介さず直接非常用パワーセンタへ給電する設計。
	電源車によるパワーセンターへの給電	外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用高圧母線経由)によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備(電源車)をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。						<ul style="list-style-type: none"> 東海第二はシングルユニットサイトであるため、号炉間融通手段がない。 	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉が外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。							

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉			東海第二発電所			備考
可搬型直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合、可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。		可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A・2Bへの給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）により直流電源を直流125V主母線盤2A・2Bへ給電する。		<ul style="list-style-type: none"> ここでは非常用直流母線への給電を記載。 常設代替直流電源設備から非常用直流母線への給電手段がない（緊急用母線のみで事故対応に係る必要機能を確保する設計方針）ため、常設代替直流電源設備を記載していない。 柏崎刈羽が既設充電器盤と電源車の組合せによる直流給電方式、自主で可搬直流給電を採用しているのに対し、東海第二は可搬型設備のみで直流給電が可能な設計としている。 （既設充電器盤を使用した直流給電は可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電時に併せて対応可能）
直流給電車による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合、かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し、直流電源を給電する。					
第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(10/10)						
対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。		
代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。		代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉				東海第二発電所				備考
				第5.2-4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (8/8)				
				対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目		
水源確保	復水貯蔵槽への補給	復水貯蔵槽を水源とした発電用原子炉への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給を実施する。	・第3項, 4項 (1.13)	水源確保	代替淡水貯蔵槽への補給	代替淡水貯蔵槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより各種注水/補給する場合、代替淡水貯蔵槽の水が枯渇する前に西側淡水貯水設備等の水を可搬型代替注水中型ポンプ等により代替淡水貯蔵槽に補給する。	・第3項, 4項 (1.13)	
	防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)により各種注水/補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。			西側淡水貯水設備への補給	西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより各種注水/補給する場合、西側淡水貯水設備の水が枯渇する前に代替淡水貯蔵槽等の水を可搬型代替注水大型ポンプにより西側淡水貯水設備に補給する。		
燃料確保	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項 (2.1)	燃料確保	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項 (1.14)	
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合、119番通報するとともに、負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は、トリアージを実施する。	・第1項 (2.1)					
<ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の差異。 ・代替淡水貯蔵槽は注水源と補給水源の機能を持っている。 ・西側淡水貯水設備のほか、淡水タンクからの補給(可搬型代替注水大型ポンプ使用)も可能であるため、「等」を記載。 ・記載の適正化。 ・設備設計の差異。 ・代替淡水貯蔵槽のほか、淡水タンクからの補給も可能であるため、「等」を記載。 ・燃料補給は1.14にて手順を整備している。 ・ここでは、プラント対応に関して手順を整理するところと考え、一般的な対応として実施する人命救助については記載することとしていない。 								

第5.2-5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(1.2)
(1/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 直流125V蓄電池A 直流125V充電器A	重大事故等 対処設備
		高圧炉心注水系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉压力容器	重大事故等 対処設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5.2-5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 (1/6)

(設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等対処設備として使用する原子炉压力容器への注水)

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
設計基準事故対処設備	-	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 サブプレッション・チェンバ※1 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 原子炉压力容器 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※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 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁 (安全弁機能) ※4 サブプレッション・チェンバ※1 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉压力容器 非常用交流電源設備※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 (微候ベース) 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ (停止時微候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書

※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：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。
 ※4：運転員等による操作不要の設備である。

- ・例として、1ページ分のみ掲載。
- ・本整理表は、技術的能力1の設備と手順の整理表であり、柏崎刈羽との比較は、技術的能力1側で実施。

第 5.2-18 表 大規模損壊に特化した手順 (1/2)

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
炉心損壊後、原子炉格納容器からの異常な漏えいを検知した場合や格納容器スプレイ機能を有する重大事故等対処設備が機能喪失した場合	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	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	フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 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 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮断 配管遮断 第二弁操作室遮断 第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁 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 第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁) 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む) 真空破壊弁 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 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 第一弁 (S/C側) バイパス弁 第一弁 (D/W側) バイパス弁 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順
化学消防車、水槽付消防ポンプ自動車、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 等を用いた火災時の対応が困難な場合	消火	可搬型代替注水中型ポンプによる消火手順	可搬型代替注水中型ポンプ 泡消火薬剤容器 (消防車用) 放水銃 燃料給油設備	
使用済燃料プールが損壊し、重大事故等対策として整備する手順で水位が維持できない場合	放水砲による使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料プールへの放水手順	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 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 放水砲 ホース SA用海水ビット取水塔 海水引込み管 SA用海水ビット 燃料給油設備	

・東海第二では、大規模損壊に特化した手順を整備することとしている。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所		備 考																
第 5.2-18 表 大規模損壊に特化した手順 (2/2)																			
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1246 451 1513 493">想定</th> <th data-bbox="1513 451 1676 493">対応手段</th> <th data-bbox="1676 451 1855 493">対応手順</th> <th data-bbox="1855 451 2181 493">対応設備</th> <th data-bbox="2181 451 2300 493">整備する手順書の分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1246 493 1513 766">使用済燃料乾式貯蔵建屋に大規模な損壊が発生した場合</td> <td data-bbox="1513 493 1676 766">使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水</td> <td data-bbox="1676 493 1855 766">可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順</td> <td data-bbox="1855 493 2181 766">可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット 燃料給油設備</td> <td data-bbox="2181 493 2300 766">大規模損壊時に対応する手順</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1246 766 1513 871">中央制御室の機能喪失する場合</td> <td data-bbox="1513 766 1676 871">監視機能の回復</td> <td data-bbox="1676 766 1855 871">現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順</td> <td data-bbox="1855 766 2181 871">可搬型計測器</td> <td data-bbox="2181 766 2300 871"></td> </tr> </tbody> </table>			想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類	使用済燃料乾式貯蔵建屋に大規模な損壊が発生した場合	使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット 燃料給油設備	大規模損壊時に対応する手順	中央制御室の機能喪失する場合	監視機能の回復	現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	可搬型計測器		
想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類															
使用済燃料乾式貯蔵建屋に大規模な損壊が発生した場合	使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による使用済燃料乾式貯蔵建屋への放水手順	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット 燃料給油設備	大規模損壊時に対応する手順															
中央制御室の機能喪失する場合	監視機能の回復	現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	可搬型計測器																

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉	東海第二発電所	備考																																				
<p>第5.2-18表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について</p> <table border="1" data-bbox="278 401 1199 1621"> <thead> <tr> <th>要員</th> <th>必要な作業</th> <th>必要な力量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急時対策要員 ・本部長, 各統括及び技術スタッフ</td> <td>○発電所における災害対策活動の実施</td> <td>○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策要員 ・上記以外の要員</td> <td>○発電所における災害対策活動の実施(統括/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握</td> <td>○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携</td> </tr> <tr> <td>運転員</td> <td>○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置</td> <td>○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解</td> </tr> <tr> <td>実施組織 (自衛消防隊含む)</td> <td>○復旧対策の実施 ・資機材の移動, 電源車による給電, 原子炉压力容器への注水, 使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動</td> <td>○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握</td> </tr> <tr> <td>支援組織</td> <td>○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡</td> <td>○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い</td> </tr> </tbody> </table>	要員	必要な作業	必要な力量	緊急時対策要員 ・本部長, 各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携	緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施(統括/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携	運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解	実施組織 (自衛消防隊含む)	○復旧対策の実施 ・資機材の移動, 電源車による給電, 原子炉压力容器への注水, 使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握	支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い	<p>第5.2-19表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について</p> <table border="1" data-bbox="1347 401 2267 1621"> <thead> <tr> <th>災害対策要員</th> <th>必要な作業</th> <th>必要な力量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>・本部長, 本部長代理, 本部長 員</td> <td>○発電所における災害対策活動の実施</td> <td>○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携</td> </tr> <tr> <td>・上記及び当直(運転員)以外の要員</td> <td>○発電所における災害対策活動の実施(本部員/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握</td> <td>○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携</td> </tr> <tr> <td>当直(運転員)</td> <td>○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置</td> <td>○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解</td> </tr> <tr> <td>実施組織</td> <td>○復旧対策の実施 ・資機材の移動, 電源車による給電, 原子炉压力容器への注水, 使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動</td> <td>○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握</td> </tr> <tr> <td>支援組織</td> <td>○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡</td> <td>○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い</td> </tr> </tbody> </table>	災害対策要員	必要な作業	必要な力量	・本部長, 本部長代理, 本部長 員	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携	・上記及び当直(運転員)以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施(本部員/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携	当直(運転員)	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解	実施組織	○復旧対策の実施 ・資機材の移動, 電源車による給電, 原子炉压力容器への注水, 使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握	支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	<ul style="list-style-type: none"> ・図表番号の差異。 ・東海第二は、「第5.2-18表 大規模損壊に特化した手順」を追加。 ・東海第二の災害対策要員は、当直(運転員)及び自衛消防隊を含めるので、タイトルで記載。 ・組織名称の差異。 ・組織名称の差異。 ・組織名称の差異。 ・柏崎刈羽の緊急時対策要員は運転員を含めていないが、東海第二は災害対策要員の中に当直(運転員)を含めているため、除外する記載が必要。 ・組織名称の差異。 ・柏崎刈羽の実施組織は自衛消防隊を含めていないが、東海第二は含めているため、カッコ内の記載は不要。 ・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。 ・東海第二は最新公用文用字用語に従い記載。
要員	必要な作業	必要な力量																																				
緊急時対策要員 ・本部長, 各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携																																				
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施(統括/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携																																				
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解																																				
実施組織 (自衛消防隊含む)	○復旧対策の実施 ・資機材の移動, 電源車による給電, 原子炉压力容器への注水, 使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握																																				
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い																																				
災害対策要員	必要な作業	必要な力量																																				
・本部長, 本部長代理, 本部長 員	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携																																				
・上記及び当直(運転員)以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施(本部員/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携																																				
当直(運転員)	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解																																				
実施組織	○復旧対策の実施 ・資機材の移動, 電源車による給電, 原子炉压力容器への注水, 使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握																																				
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い																																				