

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-7 改 4
提出年月日	平成 30 年 4 月 26 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熔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：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。</p>	

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p> <p>また、<u>常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p> <p>ii) <u>燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水</u> 可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ・<u>防火水槽</u> ・<u>淡水貯水池</u> ・ホース・接続口 ・<u>燃料プール代替注水系配管・弁</u> ・<u>可搬型スプレイヘッド</u> ・使用済燃料プール ・<u>燃料補給設備</u> <p>なお、<u>防火水槽を水源として利用する場合は、淡水貯水池と防火水槽の間にあらかじめ敷設したホースを使用して淡水貯水池から淡水を補給する。淡水貯水池を水源として利用する場合はあらかじめ敷設したホースを使用するが、当該ホースが使用できない場合は可搬のホースにて淡水貯水池からの直接送水ラインを構成する。</u></p>	<p>なお、<u>注水ライン又は常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。</u></p> <p>iii) <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水</u> <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・<u>代替淡水貯槽</u> ・ホース ・<u>可搬型スプレイノズル</u> ・使用済燃料プール ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>柏崎はあらかじめ敷設したホースを使用することを記載しているが、東二はホースをあらかじめ敷設する前提ではないため記載していない。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由⑫⑧</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑫</p>

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 漏えい抑制 使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、<u>使用済燃料プールディフューザ配管</u>からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、<u>使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク孔</u>によりサイフォン現象の継続を防止するとともに、<u>現場手動弁の隔離操作により漏えいを停止する手段がある。</u> 漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。 ・サイフォン防止機能</p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備 燃料プール代替注水で使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>燃料プール代替注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッド</u>、<u>可搬型スプレイヘッド</u>、<u>使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備</u>として位置付ける。</p>	<p>(b) 漏えい抑制 使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、<u>燃料プール水戻り配管</u>からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、<u>燃料プール水戻り配管上部に設置する静的サイフォンブレイカ</u>により、<u>静的サイフォンブレイカ下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することで、漏えいを停止する手段がある。</u> 漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。 ・<u>静的サイフォンブレイカ</u></p> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備 燃料プール代替注水で使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>代替燃料プール注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッド</u>、<u>使用済燃料プール</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>ホース</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>可搬型スプレイノズル</u>及び<u>燃料給油設備は重大事故等対処設備</u>として位置付ける。</p>	<p>設計方針の相違 東二は、サイフォン現象による漏えい時に静的サイフォンブレイカにより漏えいの継続を防止する設計であるが、柏崎はサイフォンブレイク用孔によりサイフォン現象の継続を防止し、現場の手動弁の隔離操作により漏えいを停止する設計である。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由②④⑧ 相違理由②④⑨ 相違理由②④ 相違理由③④⑧⑩⑪ 相違理由④</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>・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. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 燃料プールのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。</p>	<p>b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備</p> <p>(a) 燃料プールのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。</p> <p>i) <u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u></p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。</u></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>・代替燃料プール注水系配管・弁</u> <u>・常設スプレイヘッド</u> <u>・使用済燃料プール</u> <u>・常設代替交流電源設備</u> <u>・燃料給油設備</u> 	<p>相違理由④</p> <p>相違理由③</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>i. <u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> 常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-1 級)</u> ・可搬型代替注水ポンプ <u>(A-2 級)</u> ・<u>防火水槽</u> ・淡水貯水池 ・ホース・<u>接続口</u> ・燃料プール<u>代替注水系配管</u>・弁 ・常設スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・燃料<u>補給設備</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、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、<u>防火水槽又は淡水貯水池</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>ii) <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u> <u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ</u>で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水<u>中型</u>ポンプ ・可搬型代替注水<u>大型</u>ポンプ ・<u>西側淡水貯水設備</u> ・<u>代替淡水貯槽</u> ・ホース ・<u>低圧代替注水系配管</u>・弁 ・<u>代替燃料プール注水系配管</u>・弁 ・常設スプレイヘッド ・使用済燃料プール ・<u>常設代替交流電源設備</u> ・<u>可搬型代替交流電源設備</u> ・燃料<u>給油設備</u> <p>なお、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、<u>代替淡水貯槽</u>の淡水だけでなく、海水も利用できる。</p>	<p>相違理由③④⑦</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由⑪</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑫</p> <p>相違理由⑧</p>

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>燃料プールのスプレイで使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</u>、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</u>、<u>ホース・接続口</u>、<u>燃料プール代替注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッダ</u>、<u>可搬型スプレイヘッダ</u>、<u>使用済燃料プール及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。</u></p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、<u>ホース</u>、<u>放水砲及び燃料補給設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ <p>漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。</p>	<p>燃料プールのスプレイで使用する設備のうち、<u>常設低圧代替注水系ポンプ</u>、<u>代替淡水貯槽</u>、<u>低圧代替注水系配管・弁</u>、<u>代替燃料プール注水系配管・弁</u>、<u>常設スプレイヘッダ</u>、<u>使用済燃料プール</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>西側淡水貯水設備</u>、<u>ホース</u>、<u>可搬型スプレイノズル</u>及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、<u>ホース</u>、<u>放水砲及び燃料給油設備</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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。</p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ <p>漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。</p>	<p>相違理由③⑧ 相違理由④⑨ 相違理由③⑪ 相違理由④⑩</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由④ 相違理由④</p>

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 代替電源による給電 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。 代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・<u>第二代替交流電源設備</u> ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>所内蓄電式直流電源設備</u> ・可搬型直流電源設備 <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備 使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>所内蓄電式直流電源設備</u>及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p>	<p>(b) 代替電源による給電 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。 代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> <p>(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備 使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、<u>常設代替直流電源設備</u>、可搬型代替直流電源設備及び<u>燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p>	<p>相違理由⑭</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>柏崎は代替交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は代替交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。 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④</p> <p>相違理由⑰</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④⑱</p>

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<ul style="list-style-type: none"> ・<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> ・可搬型代替交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>緊急用海水ポンプ</u> ・<u>緊急用海水系ストレーナ</u> ・<u>緊急用海水系配管・弁</u> ・<u>残留熱除去系海水系配管・弁</u> ・<u>非常用取水設備</u> ・<u>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 ・可搬型代替交流電源設備 ・<u>燃料給油設備</u> 	<p>東二は代替燃料プール冷却系冷却水の確保手段として、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を整備している。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。</p> <p>相違理由⑭</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：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系</u>による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち、燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プール、<u>燃料プール冷却浄化系熱交換器</u>、<u>燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ</u>、<u>代替原子炉補機冷却系</u>、<u>常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p><u>また、原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。</u></p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、<u>燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合においても、燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、使用済燃料プールを除熱することができる。</u></p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>第二代替交流電源設備</u></p> <p><u>耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。</u></p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p>	<p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p><u>代替燃料プール冷却系</u>による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち、<u>代替燃料プール冷却系ポンプ</u>、<u>使用済燃料プール</u>、<u>スキマサージタンク</u>、<u>代替燃料プール冷却系熱交換器</u>、<u>代替燃料プール冷却系配管・弁</u>、<u>燃料プール冷却浄化系配管・弁</u>、<u>緊急用海水ポンプ</u>、<u>緊急用海水系ストレーナ</u>、<u>緊急用海水系配管・弁</u>、<u>残留熱除去系海水系配管・弁</u>、<u>非常用取水設備</u>、<u>常設代替交流電源設備</u>、<u>可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備</u>は重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により、<u>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールを除熱することができる。</u></p> <p>また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <p>・<u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>、<u>ホース</u></p> <p><u>敷地に遡上する津波が発生した場合のアクセスルートの復旧には不確実さがあり、使用できない場合において、使用済燃料プールが沸騰し原子炉建屋原子炉棟内の環境が悪化する前に、可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を開始できない場合があるが、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水供給により代替燃料プール冷却系に使用可能であれば、使用済燃料プールを除熱する手段として有効である。</u></p> <p>e. 手順等</p> <p>上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p>	<p>相違理由① 相違理由① 相違理由① 相違理由① 相違理由①⑱ 相違理由① 相違理由①④ 相違理由① 相違理由④ 東二は左記のとおり自主設備と位置付ける。</p>

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備のため、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を依頼する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備、ホース接続及び起動操作を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p> <p>⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき、<u>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に依頼する。</u></p>	<p>④運転員等は中央制御室にて、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。</u></p> <p>⑥発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成を指示する。</u></p> <p>⑦運転員等は中央制御室にて、<u>使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。また、中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。なお、代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）による注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水が実施できない場合は、使用済燃料プールスプレイライン元弁の全開操作を実施した後、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールへの注水を実施する。</u></p>	<p>相違理由④⑱⑳ 東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。以降、同様な相違理由によるものは相違理由㉑と示す。</p> <p>東二は、①で記載。 相違理由②④㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由⑱⑳ 監視計器に電源確保の状態表示がない場合、指示値により確認するため「状態表示等」と記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。 相違理由㉑</p> <p>相違理由⑱⑳ 東二は、系統構成において中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合、現場にて手動操作を行う。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由㉑と示す。</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑥当直副長は、<u>中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。</u></p>	<p>⑧発電長は、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑨重大事故等対応要員は、<u>災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備が完了したことを報告する。</u></p> <p>⑩災害対策本部長代理は、<u>発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を報告するとともに重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。</u></p> <p>⑪重大事故等対応要員は、<u>代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口の弁の全開操作を実施し、送水開始について災害対策本部長代理に報告する。また、災害対策本部長代理は、発電長に報告する。</u></p> <p>⑫発電長は、<u>運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を開始されたことの確認を指示する。</u></p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>東二は、⑫で記載。 相違理由②④㉑</p> <p>相違理由②④㉑</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>柏崎は、⑥で記載。 相違理由②④㉑</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑧中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。</p> <p>⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部に依頼する。</p> <p>(c) 操作の成立性 防火水槽を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで110分以内で可能である。 淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースを使用した場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで115分以内で可能である。 また、淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで330分以内で可能である。</p>	<p>⑬運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告するとともに使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</p> <p>⑭発電長は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを災害対策本部長代理に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。 【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】 （水源：代替淡水貯槽） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】 （水源：西側淡水貯水設備） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。 【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、215分以内で可能である。 【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備） ・上記の操作は、運転員等（当直運転員）3名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、140分以内で可能である。</p>	<p>相違理由④⑳ 相違理由④ 柏崎は、⑩で記載。 相違理由②④⑳ 相違理由②⑳ 相違理由⑳ 東二は、⑬で記載。 相違理由⑳</p> <p>東二は、水源、接続口及び操作場所での組合わせた状況での時間を記載している。</p>

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>⑨当直副長は、<u>中央制御室運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。</u></p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、<u>残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑪中央制御室運転員 A 及び B は、<u>使用済燃料プールへの注水が始まったことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）指示値の上昇、使用済燃料貯蔵プール水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</u></p> <p>⑫当直長は、<u>当直副長からの依頼に基づき、消火系による使用済燃料プールへの注水が始まったことを緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始まで約30分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。</p>	<p>⑦発電長は、<u>運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。</u></p> <p>⑧運転員等は<u>中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟3階にて、<u>残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁の全開操作を実施する。</u></p> <p>⑩運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて、<u>残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁の全開操作を実施し、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水を開始する。</u></p> <p>⑪運転員等は中央制御室にて、<u>使用済燃料プールへの注水が始まったことを使用済燃料プール監視カメラ、残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び使用済燃料プール水位・温度により確認し、発電長に報告する。</u></p> <p>⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟4階にて、<u>残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、<u>作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。</u> 【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】 ・<u>上記の操作は、運転員等（当直運転員）4名及び重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合、60分以内で可能である。</u> 【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】 ・<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、105分以内で可能である。</u> 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、<u>放射線防護具、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⑳</p> <p>相違理由⑱⑳㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由④⑱⑳㉑</p> <p>東二は㉑で記載。</p> <p>相違理由㉑</p> <p>柏崎は㉑で記載。</p> <p>相違理由㉑</p> <p>東二は「消火栓」使用した場合と「残留熱除去系ライン」使用した場合で要員数と所要時間を記載している。</p> <p>相違理由④</p>

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(2) 漏えい緩和</p> <p>a. 使用済燃料プール漏えい緩和</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、<u>更に</u>以下のいずれかの状況に至り、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6000mmを下回る水位低下を使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p>使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.11.20図に示す。</p> <p>①当直副長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、</u>運転員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を指示する。</p> <p>②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>③現場運転員 E 及び F は、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了したことを<u>当直副長</u>に報告する。</p>	<p>(2) 漏えい緩和</p> <p>a. 使用済燃料プール漏えい緩和</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、<u>さらに</u>以下のいずれかの状況に至り、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。 ・使用済燃料貯蔵ラック上端+6,668mmを下回る水位低下を使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて確認した場合。 <p>(b) 操作手順</p> <p>使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、タイムチャートを第1.11-15図に示す。</p> <p>①発電長は、<u>手順着手の判断基準に基づき、</u>災害対策本部長代理に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に</u>資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。</p> <p>③発電長は、<u>運転員等に</u>資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のため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、「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により<u>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置</u>の起動が完了していること及び使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。</p> <p>⑤運転員等は中央制御室にて、<u>資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを</u>状態表示等にて確認する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟6階にて、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろしロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了したことを<u>災害対策本部長代理</u>に報告する。<u>また、</u>災害対策本部長代理は、<u>発電長に</u>報告する。</p>	<p>相違理由⑳</p> <p>相違理由④⑰⑳</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由㉑</p> <p>相違理由㉒</p> <p>柏崎は①に記載</p> <p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由④⑱⑳㉑</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑱⑳</p> <p>相違理由⑱⑳㉑</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：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 代替電源による給電</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合，使用済燃料プールの状態を監視するため，代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順</p> <p>(1) <u>代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</u></p> <p>全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し，<u>原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</u>なお，<u>水源であるスキマサージタンクへの補給については，「1.11.2.1(1)a.燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」，「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」又は「1.11.2.1(1)c.消火系による使用済燃料プールへの注水」と同様の手順にて実施する。</u>また，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. 代替電源による給電</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合，使用済燃料プールの状態を監視するため，代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順を整備する。</p> <p>代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順</p> <p>(1) 使用済燃料プールの除熱</p> <p>a. <u>代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</u></p> <p><u>設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの除熱ができず，使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により代替燃料プール冷却系の電源を確保し，緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保することで，代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</u>なお，<u>使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は，「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 燃料プールのスプレイ」と同様の手順により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とする。</u>また，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①④⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑳</p> <p>相違理由⑳</p>

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、燃料プール冷却浄化系が使用可能か確認する。</p> <p>⑤中央制御室運転員 A 及び B は、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の系統構成として、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁を全閉操作、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)、(B)の全閉確認を実施する。</p> <p>⑥現場運転員 C 及び D は、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱効率を上げるため、補機冷却水を通水していない熱交換器の燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の全閉操作を実施する。</p> <p>なお、燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。</p> <p>⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始を緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始を指示する。</p> <p>⑨中央制御室運転員 A 及び B は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を微開とし、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)の起動操作を実施する。</p> <p>⑩中央制御室運転員 A 及び B は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を調整開とし、FPC ポンプ(A)吐出流量指示値の上昇及び使用済燃料貯蔵プール温度指示値の低下により使用済燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。</p> <p>⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。</p>	<p>⑦発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を指示する。</p> <p>⑧運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ※²を起動し、使用済燃料プールの除熱が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。</p> <p>※²：代替燃料プール冷却系は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止し、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し、使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし、燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に、使用済燃料プールの冷却に用いる。</p>	<p>相違理由① 柏崎固有の手順</p> <p>相違理由①⑱⑳</p> <p>柏崎固有の手順</p> <p>相違理由①④⑱⑳</p> <p>東二固有の記載 東二は代替燃料プール冷却系の停止条件について記載している。</p> <p>柏崎固有の手順</p>

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二				備考
第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順					
対応手段，対処設備，手順書一覧（2／7）					
分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	(可搬型スプレインノズル) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレインノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2		重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		(消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール		自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。					

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）						
	分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対処設備	手順書	
	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	(残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合) 漏えい抑制	ディーゼル駆動消火ポンプろ過水貯蔵タンク※1 多目的タンク※1 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料給油設備※2 静的サイフォンブレーカ	自主対策設備 重大事故等対策設備	
※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	対応手段，対処設備，手順書一覧（5／7）					
	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	<p>柏崎の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイに係る記載は、比較表ページ78に記載。</p> <p>柏崎の漏えい緩和可に係る記載は、比較表ページ78に記載。</p> <p>柏崎の大气への放射性物質の拡散抑制に係る記載は、比較表ページ78に記載。</p>
	-	-	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※1 代替淡水貯槽※1 ホース 可搬型スプレインノズル 使用済燃料プール 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
	-	-	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
-	-	大气への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※4 ホース 放水砲※4 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領		
<p>※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：静的サイフォンブレーカは、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p>						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考	
対応手段，対処設備，手順書一覧（3/3）					対応手段，対処設備，手順書一覧（6/7）						
分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書		
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備 AM設備別操作手順書 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	-				燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度			使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
		第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ							
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	代替電源による給電	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「電源供給回復」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領		
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)				原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ			
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備							
※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。 ※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。 ※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置) ※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。					※1:手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2:手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3:静的サイフォンブレーカは、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。 ※4:手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。						

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
	対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）					相違理由①
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	
	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ 使用済燃料プールスキマサージタンク 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 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 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	重大事故等対処設備		
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース	自主対策設備		
※1：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。 ※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 ※3：静的サイフォンブレーカは，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。 ※4：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。						

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																							
<p style="text-align: center;">第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/4）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">手順書</th> <th style="width: 20%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 60%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="3"> 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」 </td> <td style="text-align: center;">判断基準</td> <td> 使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">電源</td> <td> M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水源の確保</td> <td> 防火水槽 淡水貯水池 </td> </tr> <tr> <td rowspan="2"></td> <td style="text-align: center;">操作</td> <td> 使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射線モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水源の確保</td> <td> 防火水槽 淡水貯水池 </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」	判断基準	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池		操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射線モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	<p style="text-align: center;">第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧（1/12）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">手順書</th> <th style="width: 20%;">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th style="width: 60%;">監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書</td> <td style="text-align: center;">判断基準</td> <td> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">電源</td> <td> 緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">操作</td> <td> 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ </td> </tr> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">補機監視機能</td> <td> 使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用） </td> </tr> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">水源の確保</td> <td>代替淡水貯槽水位</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水			非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ	電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	水源の確保	代替淡水貯槽水位	操作	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）		水源の確保	代替淡水貯槽水位	<p>全体を通して共通の相違理由④⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑰⑱については記載を省略する。それ以外の相違理由については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線は省略する。柏崎の記載が他ページに示される場合はページ数を記載する。 （以下、第1.11-2表において同様）</p> <p>相違理由②</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																							
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水																																									
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」	判断基準	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ																																							
	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																							
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池																																							
	操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射線モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）																																							
	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池																																							
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																							
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水																																									
非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ																																							
	電源	緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）電圧 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。）電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																																							
	水源の確保	代替淡水貯槽水位																																							
	操作	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ																																							
	補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量（常設ライン用）																																							
	水源の確保	代替淡水貯槽水位																																							

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																
<p>監視計器一覧（4/4）</p> <table border="1" data-bbox="151 405 1184 1224"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</td> </tr> <tr> <td> 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 </td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td> 使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位 </td> </tr> <tr> <td> AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 </td> <td> 電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 </td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td> 最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 </td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作</td> <td> 使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 FPC ポンプ（A）吐出流量 FPC ポンプ（B）吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱			事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位	AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧			最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量		操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 FPC ポンプ（A）吐出流量 FPC ポンプ（B）吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度	<p>監視計器一覧（10/12）</p> <table border="1" data-bbox="1317 394 2445 1665"> <thead> <tr> <th>手順書</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視パラメータ（計器）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位 </td> </tr> <tr> <td> 電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td> 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器） </td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td> 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td> 補機監視機能 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器） </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱			非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位	電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧	補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ	補機監視機能 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	<p>相違理由①</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱																																		
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」	判断基準	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位																																
AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧																																
		最終ヒートシンクの確保 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量																																
	操作	使用済燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） スキマサージタンク水位 FPC ポンプ（A）吐出流量 FPC ポンプ（B）吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度																																
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）																																
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱																																		
非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ スキマサージタンク水位																																
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧																																
	補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）																																
	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プール監視カメラ																																
補機監視機能 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）																																		

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考																
	<p>監視計器一覧 (11/12)</p> <table border="1" data-bbox="1311 394 2442 1281"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 394 1599 464">手順書</th> <th data-bbox="1599 394 2036 464">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2036 394 2442 464">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1311 464 2442 604"> 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 604 1599 940" rowspan="2"> 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1599 604 2036 745"> 判断基準 使用済燃料プールの監視 </td> <td data-bbox="2036 604 2442 745"> 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1599 745 2036 940"> 電源 </td> <td data-bbox="2036 745 2442 940"> 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 940 1599 1136" rowspan="2"></td> <td data-bbox="1599 940 2036 1136"> 操作 使用済燃料プールの監視 </td> <td data-bbox="2036 940 2442 1136"> 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1599 1136 2036 1281"> 補機監視機能 </td> <td data-bbox="2036 1136 2442 1281"> 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) </td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保			非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧		操作 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	<p>相違理由①</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保																		
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書	判断基準 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ																
	電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧																
	操作 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ																
	補機監視機能	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)																

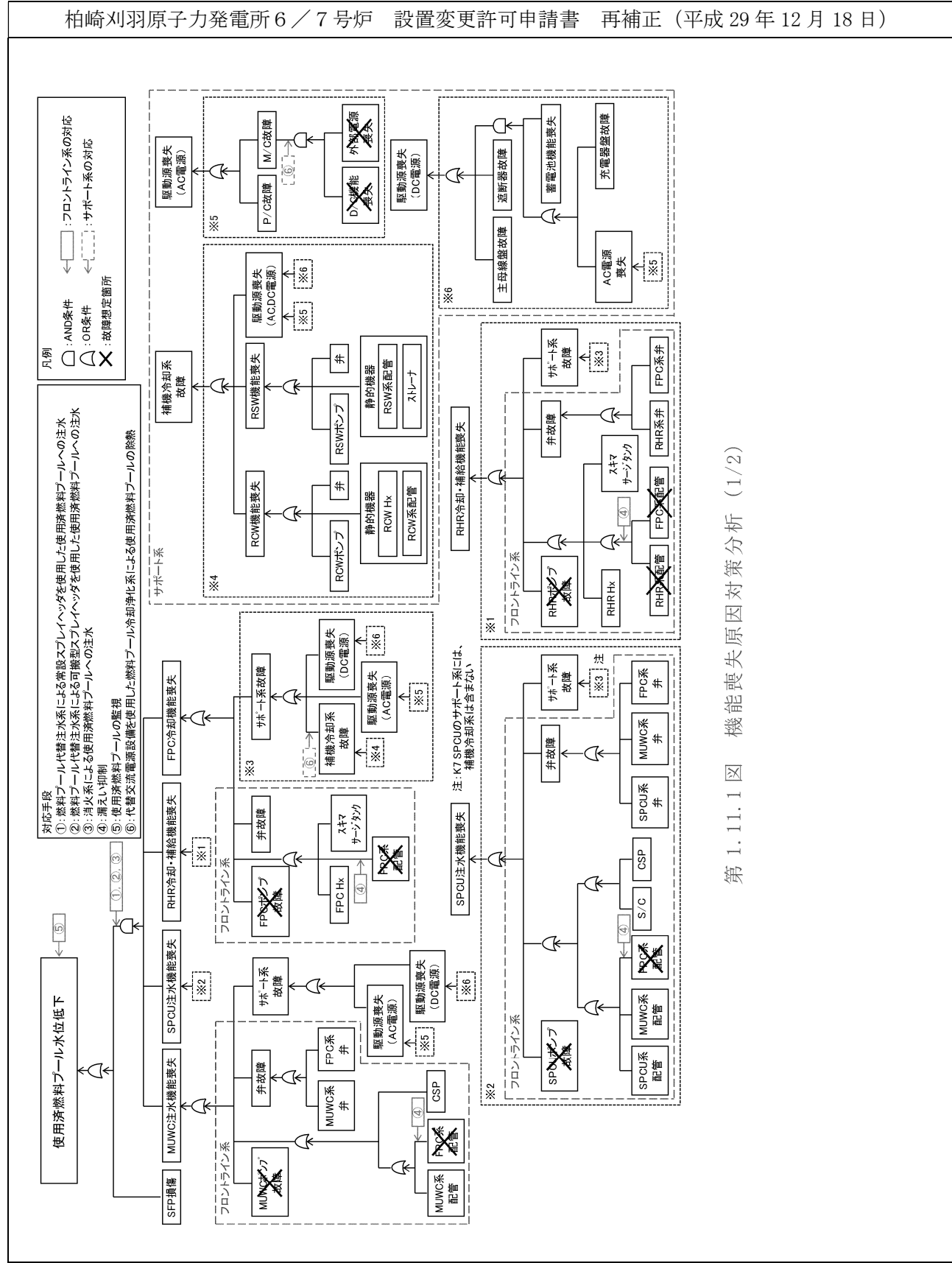
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二			備考												
	<p>監視計器一覧 (12/12)</p> <table border="1" data-bbox="1311 394 2442 1392"> <thead> <tr> <th data-bbox="1311 394 1596 464">手順書</th> <th data-bbox="1596 394 2036 464">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="2036 394 2442 464">監視パラメータ (計器)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1311 464 2442 604"> 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 604 1596 995" rowspan="2"> 非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 </td> <td data-bbox="1596 604 2036 995"> 判断基準 電源 </td> <td data-bbox="2036 604 2442 995"> 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1311 995 1596 1392"> AM設備別操作手順書 </td> <td data-bbox="1596 995 2036 1392"> 操作 補機監視機能 </td> <td data-bbox="2036 995 2442 1392"> 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) </td> </tr> </tbody> </table>			手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保			非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」	判断基準 電源	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧	AM設備別操作手順書	操作 補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	<p>相違理由①</p>
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)														
1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保																
非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」	判断基準 電源	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧														
	AM設備別操作手順書	操作 補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール監視カメラ 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)													

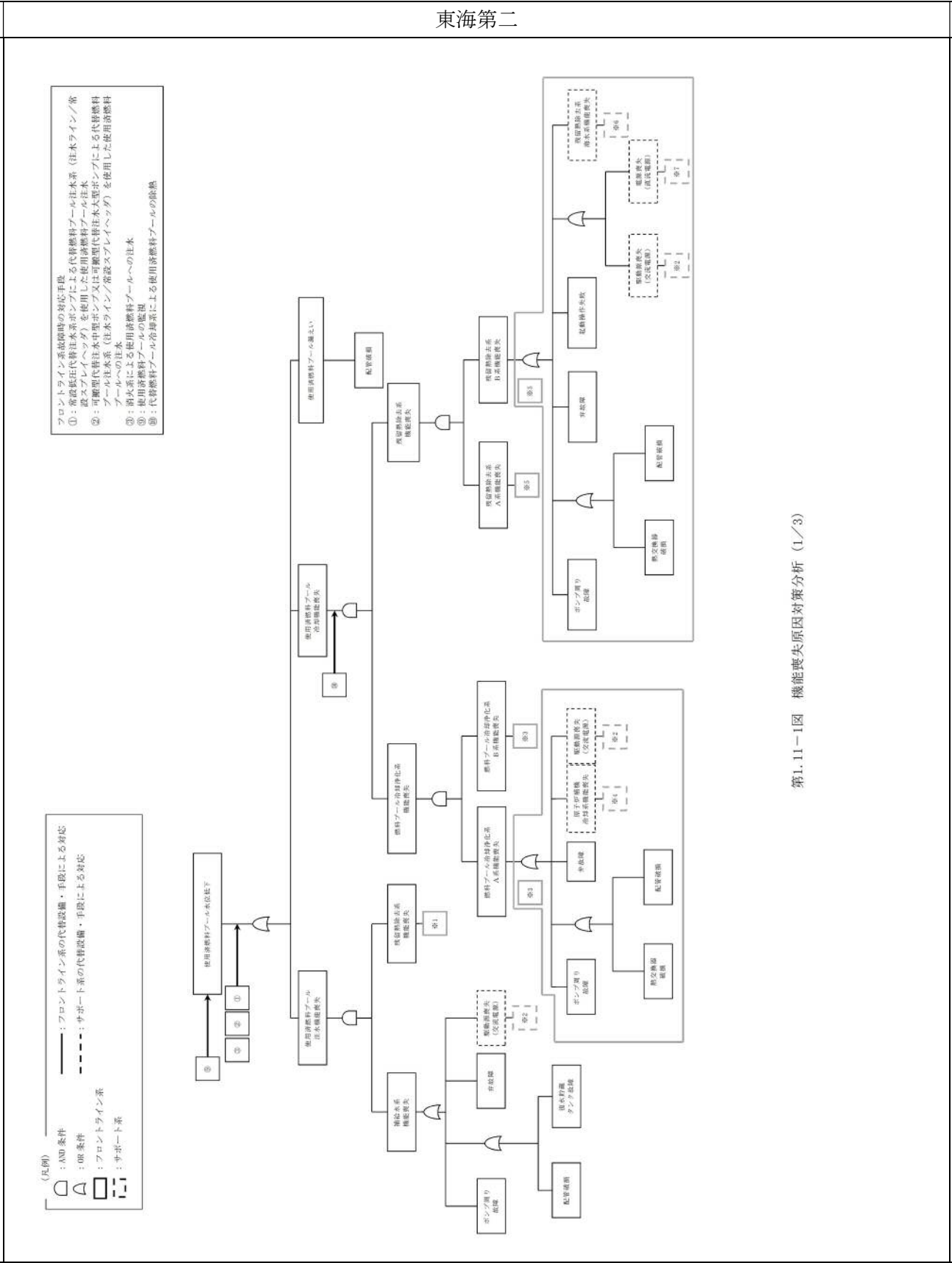
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																								
<p style="text-align: center;">第1.11.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">対象条文</th> <th style="width: 30%;">供給対象設備</th> <th style="width: 40%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> <td>使用済燃料プール監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V MCC C系</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却浄化系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却浄化系弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V MCC C系	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源	<p style="text-align: center;">第1.11-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">対象条文</th> <th style="width: 40%;">供給対象設備</th> <th style="width: 40%;">給電元 給電母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用P/C</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール注水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用M/C</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系 弁</td> <td>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール温度（SA）</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2B</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> <tr> <td>中央制御室監視計器類</td> <td>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線	【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC	使用済燃料プール温度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2B	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤	<p>柏崎との相違箇所については四角点線枠にて示し、備考に理由を記載しているため下線を省略。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由⑱</p>
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																								
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 直流125V A系 直流125V A-2系 AM用直流125V MCC C系																																								
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系（6号炉） MCC D系（6号炉） P/C C系（7号炉） P/C D系（7号炉）																																								
	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系																																								
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源																																								
	対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線																																							
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C																																								
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）																																								
	代替燃料プール注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC																																								
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																								
	代替燃料プール冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																								
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用M/C																																								
	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC																																								
	使用済燃料プール温度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤																																								
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2B																																								
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤																																								
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤																																								
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 緊急用直流125V主母線盤																																								

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



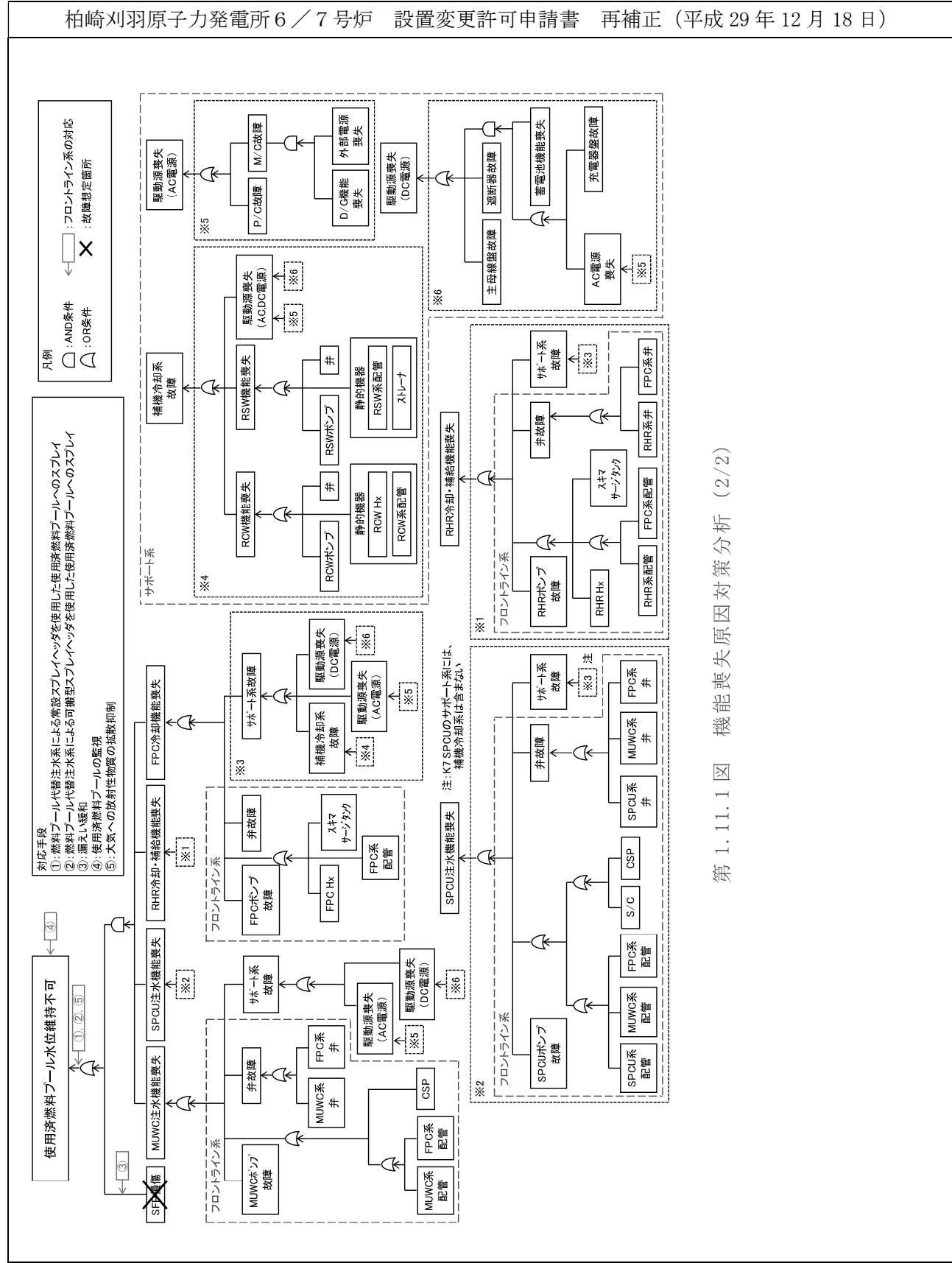
第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



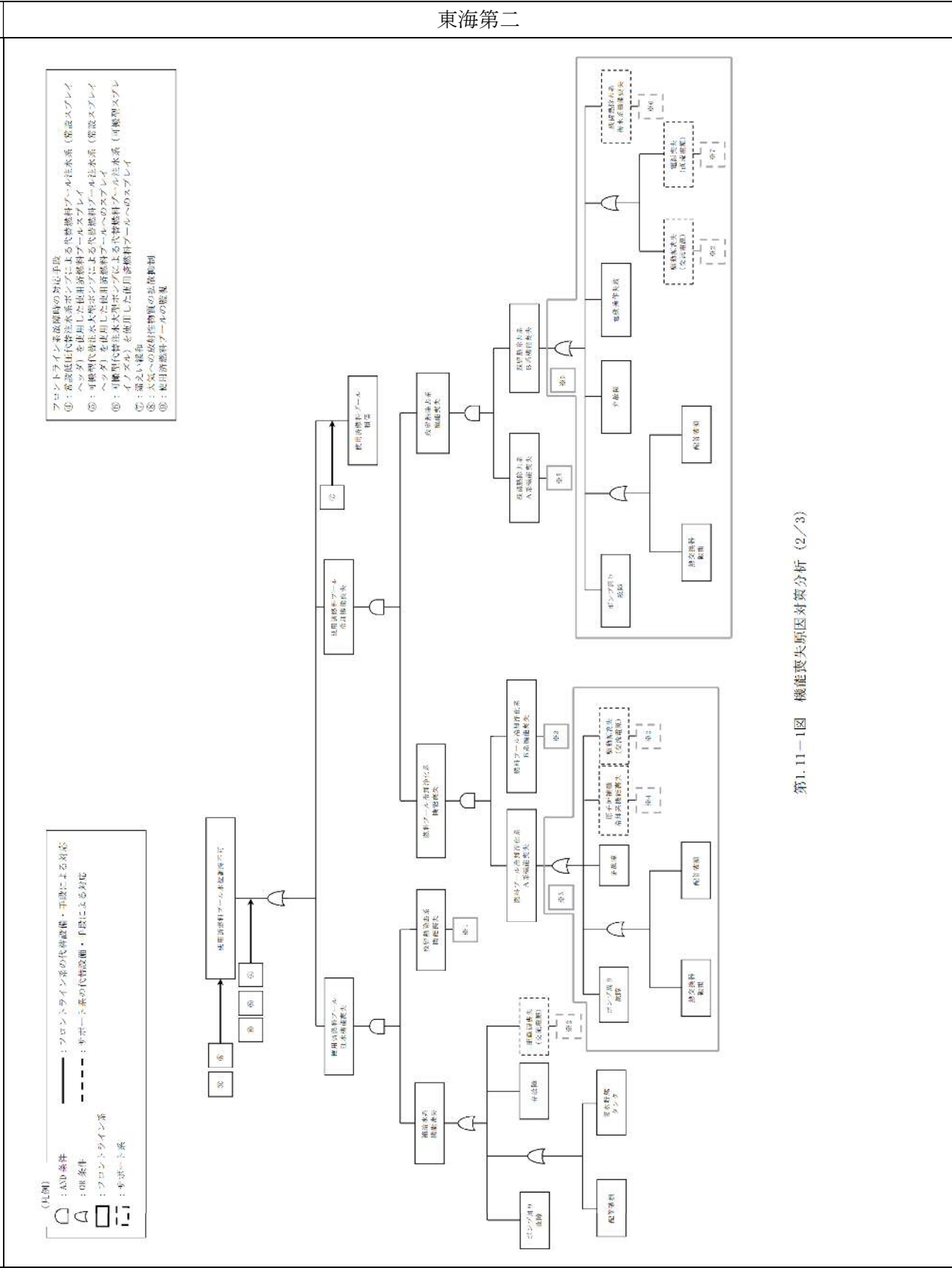
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

備考

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



第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <p style="text-align: center;">第1.11-1区 機能喪失原因対策分析 (3/3)</p>	<p>備考</p> <p>柏崎は比較表ページ 95, 96 に記載。</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）		東海第二						備考						
フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段 凡例： フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり		フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段						柏崎は先行 PWR との比較のため補足を作成しており，東二は柏崎との比較となるため補足は作成していない。						
		故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5		故障要因6	故障要因7	故障要因8			
SFP水位低下	FPCによる冷却機能喪失	FPCポンプ故障												
		静的機器故障	FPC Hx 配管 (FPC) スキマサージタンク											
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ										
				静的機器故障	RCW Hx 配管 (RCW)									
			RSW機能喪失	RSWポンプ										
				静的機器故障	RSW Hx 配管 (RSW) ストレーナ									
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障											
			M/C故障											
		駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失											
			充電器機能喪失											
		RHRによる冷却及び補給機能喪失	RHRポンプ故障											
			静的機器故障	RHR Hx 配管 (RHR、FPC) スキマサージタンク										
	補機冷却系故障		RCW機能喪失	RCWポンプ										
				静的機器故障	RCW Hx 配管 (RCW)									
			RSW機能喪失	RSWポンプ										
				静的機器故障	RSW Hx 配管 (RSW) ストレーナ									
	駆動源喪失 (AC電源)		P/C故障											
			M/C故障											
	駆動源喪失 (DC電源)		蓄電池機能喪失											
			充電器機能喪失											
	MUWCによる注水機能喪失		MUWCポンプ故障											
			静的機器故障	配管 (MUWC、FPC) CSP										
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障											
			M/C故障											
駆動源喪失 (DC電源)		蓄電池機能喪失												
		充電器機能喪失												
SPCUによる注水機能喪失		SPCUポンプ故障												
		静的機器故障	配管 (SPCU、MUWC、FPC) CSP、S/C											
		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障											
			M/C故障											
		駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失											
			充電器機能喪失											
	SFP水位維持不可	SFP横備												

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="142 386 1249 1360" style="border: 1px solid black; height: 464px; width: 373px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="252 1430 1130 1465" style="text-align: center;">第1.11.2図 EOP「SFP水位・温度制御」における対応フロー</p>	<div data-bbox="1383 331 2383 1780" style="border: 1px solid black; height: 690px; width: 337px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="2398 625 2427 1507" style="text-align: center; font-size: small;">第1.11-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「使用済燃料プール制御」における対応フロー</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="154 386 1243 1478" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="278 1493 1113 1539" data-label="Caption"> <p>第1.11.3図 EOP「原子炉建屋制御」における対応フロー</p> </div>		

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<div data-bbox="145 401 1237 1272" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="142 1360 1231 1402">第 1.11.4 図 停止時 EOP「SFP 原子炉水位・温度制御」における対応フロー</p>		

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="142 411 1240 1255" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="329 1335 1050 1367">第1.11.5図 SOP「R/B制御」における対応フロー</p>		

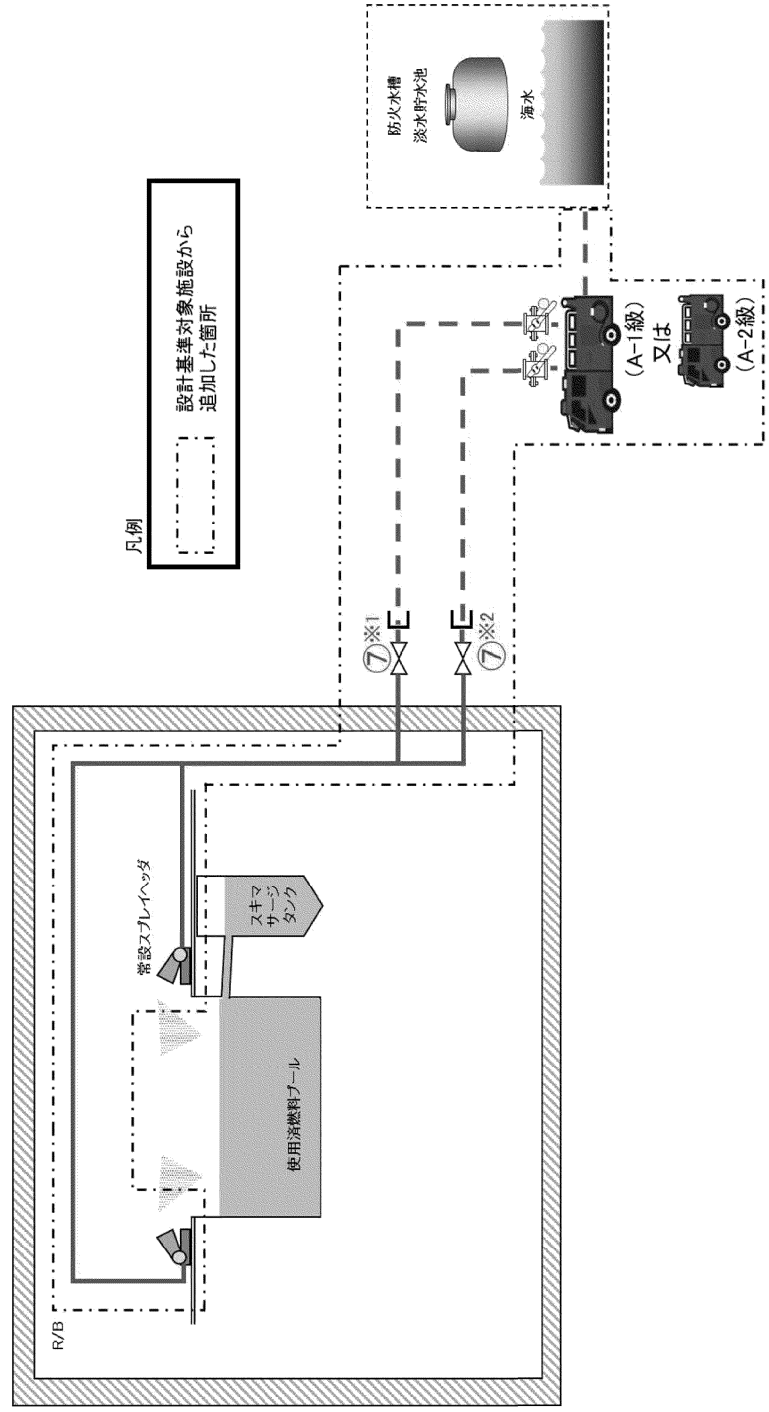
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考								
	<div style="text-align: center;"> </div> <div style="margin-top: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 20%;">弁名称</th> <th style="width: 20%;">操作手順</th> <th style="width: 20%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑦*1</td> <td>常設低圧代替注水系分離弁</td> <td>⑦*2</td> <td>使用済燃料プール注水ライン流量調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。 ◎*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> </div> <p style="text-align: center;">第1.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 概要図</p>	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	⑦*1	常設低圧代替注水系分離弁	⑦*2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	相違理由②
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称							
⑦*1	常設低圧代替注水系分離弁	⑦*2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁							

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div data-bbox="1359 401 2448 642" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1359 730 2448 905">第1.11-4図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 タイムチャート</p>	相違理由②

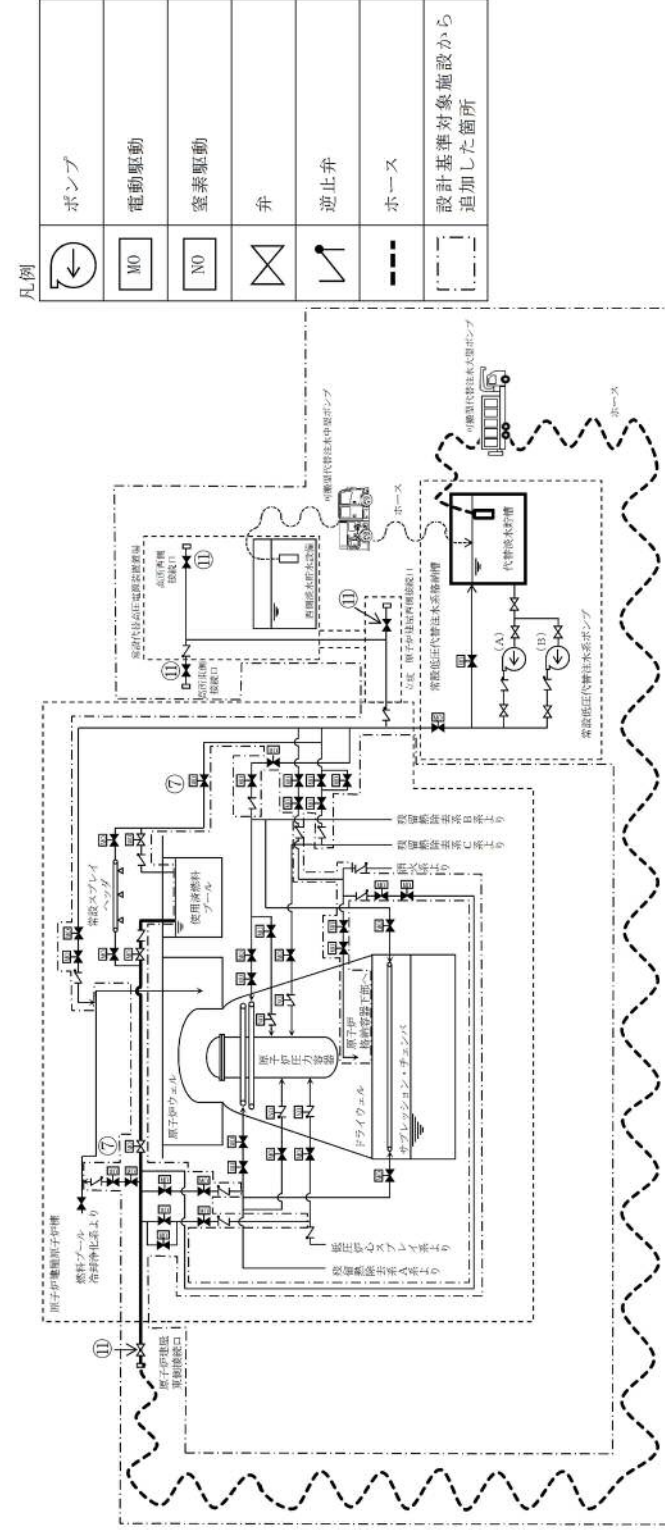
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第1.11.6 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
 使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

東海第二



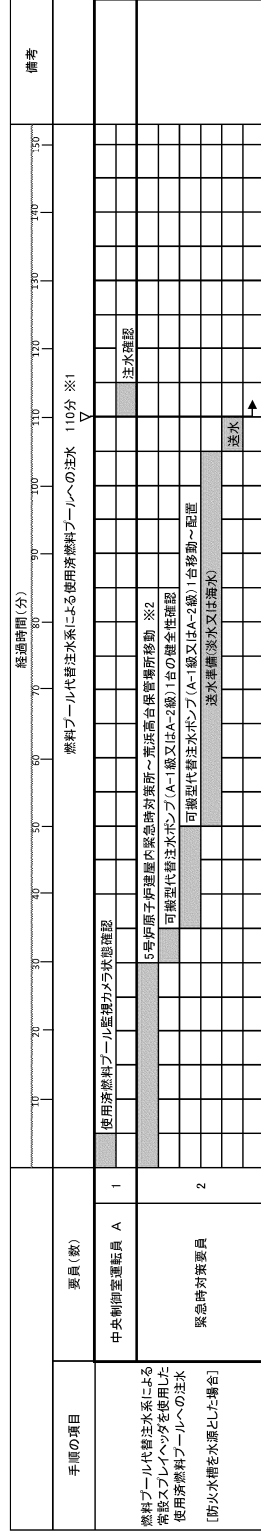
操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
①	原子炉建屋西側接続口の弁、高所東側接続口の弁、高所西側接続口の弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

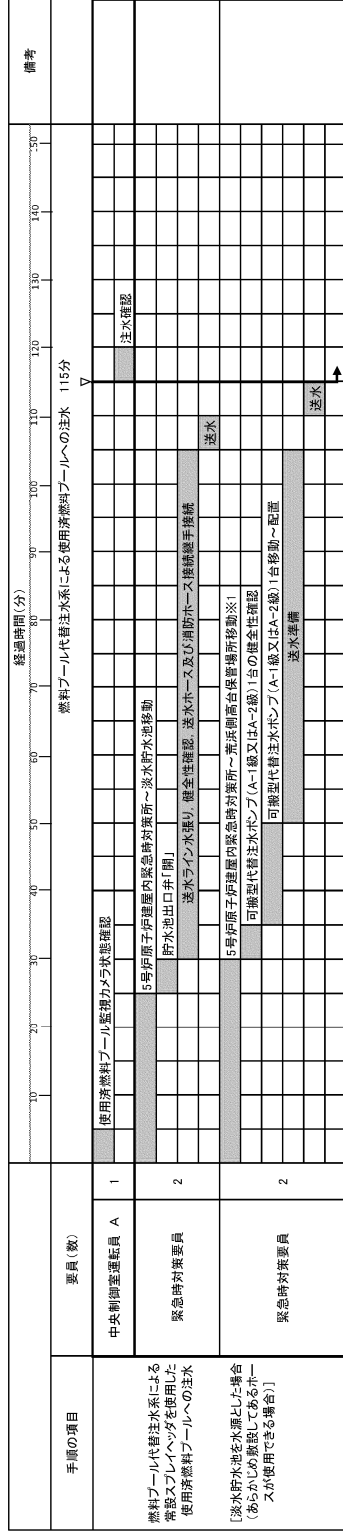
第1.11-5 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン/常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

備考
 相違理由②⑧

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



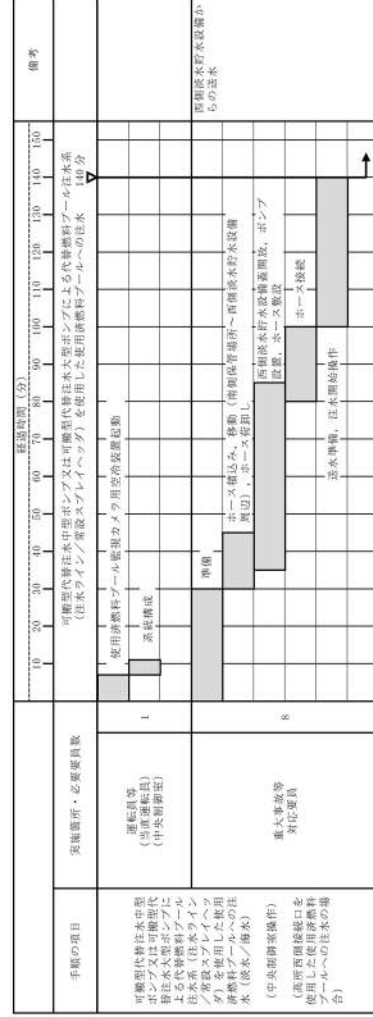
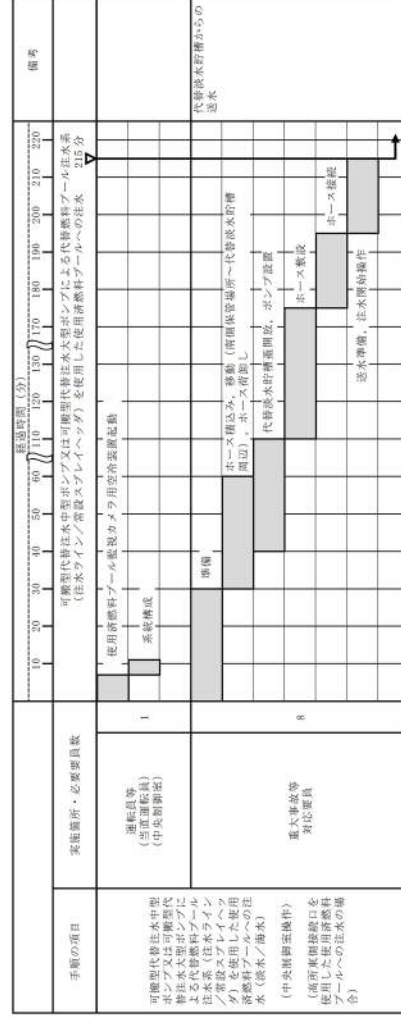
※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2線) を使用した場合は、約90分で可能である。
大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1線) を使用した場合は、約100分で可能である。
※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。



※1 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.11.7 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (1/2)

東海第二



【ホース敷設 (代替淡水貯蔵槽から高所東側接続口) の場合は412m, ホース敷設 (西側淡水貯蔵槽から高所西側接続口) の場合は70m】

第1.11-6図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (1/4)

備考

相違理由⑧⑩

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	
手順の項目 緊急時対策要員10名で2ユニット分の燃料を搬出した場合、6号炉への送水開始まで約20分、7号炉への送水開始まで約36分が可能である。 緊急時対策要員10名で2ユニット分の送水開始まで約25分が可能である。	<p style="text-align: center;">第 1.11.7 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した 使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (2/2)</p>

東海第二	
手順の項目 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 1 使用済燃料プールへ燃料の移入 (燃料ポンプ稼働) 2 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 3 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 4 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 5 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 6 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 7 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等)) 8 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) (運転員等 (中核要員等))	<p style="text-align: center;">【ホース敷設 (代替淡水貯蔵槽から高所東側接続口) の場合は412m, ホース敷設 (西側淡水貯蔵槽から高所西側接続口) の場合は70m】</p> <p style="text-align: center;">第 1.11-6 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン/常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水 (淡水/海水) タイムチャート (2/4)</p>

備考
相違理由⑧⑩

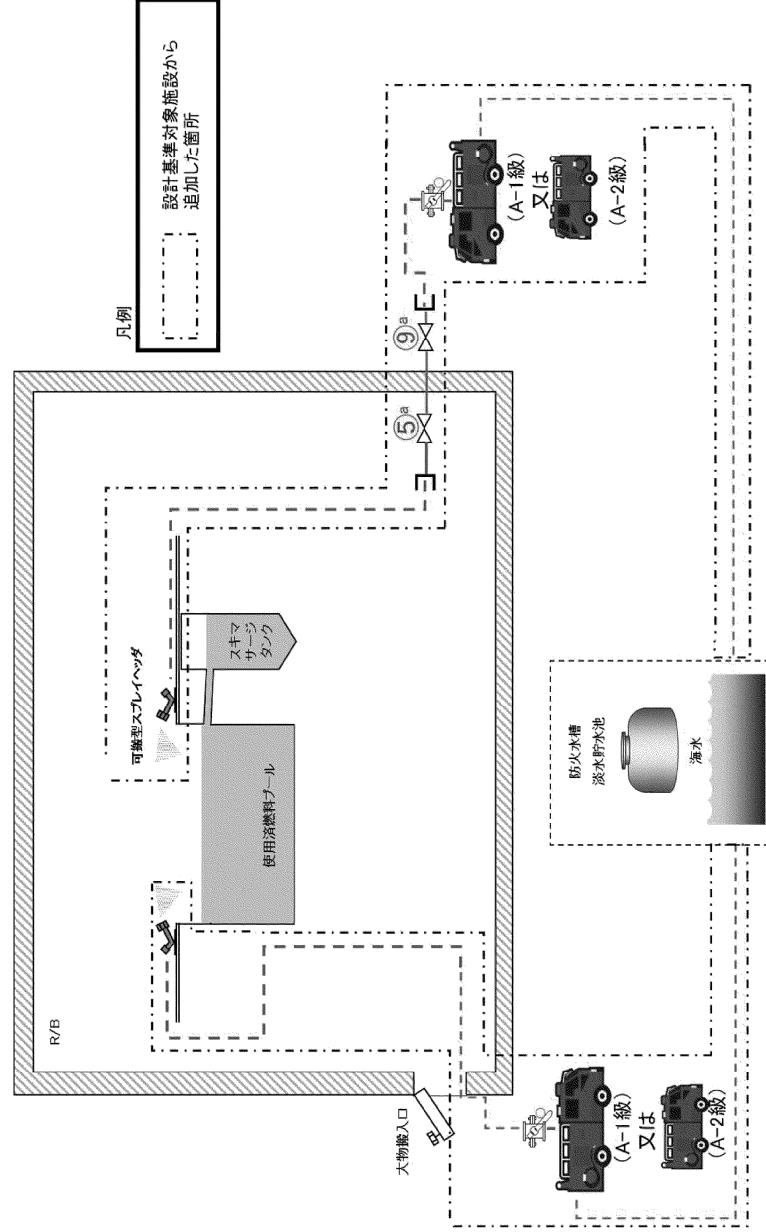
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																																						
	<div style="text-align: center;">経過時間（分）</div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 535分</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="vertical-align: top;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）</td> <td style="text-align: center;">運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">重大事故等 対応要員</td> <td style="text-align: center;">8</td> <td>準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: right;">代替淡水貯槽からの送水</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>経過時間（分）</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 390分</td> </tr> <tr> <td rowspan="2" style="vertical-align: top;">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）</td> <td style="text-align: center;">運転員等 （当直運転員） （中央制御室）</td> <td style="text-align: center;">1</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">重大事故等 対応要員</td> <td style="text-align: center;">8</td> <td>準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: right;">西側淡水貯水設備からの送水</td> </tr> </tbody> </table> <p>【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】</p> <p>第1.11-6図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） タイムチャート（3/4）</p>	手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 535分				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作	代替淡水貯槽からの送水				手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 390分				可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作	西側淡水貯水設備からの送水				<p>相違理由⑧⑩</p>
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）	備考																																					
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 535分																																								
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成																																					
	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作																																					
代替淡水貯槽からの送水																																								
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間（分）	備考																																					
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水 390分																																								
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン／常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水／海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合）	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 系統構成																																					
	重大事故等 対応要員	8	準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作																																					
西側淡水貯水設備からの送水																																								

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																																																																																																																																																																																																																																								
	<div style="text-align: center;">経過時間(分)</div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th><th>190</th><th>200</th><th>210</th><th>220</th><th>230</th><th>240</th><th>250</th><th>260</th><th>270</th><th>280</th><th>290</th><th>300</th><th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)</td> <td>運転員等(当直運転員)(中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="28">使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</td> </tr> <tr> <td>運転員等(当直運転員)(現場)</td> <td>2</td> <td colspan="28">移動、系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要員</td> <td>8</td> <td colspan="28">準備 ホース捲込み、移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺)、ホース併用し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">代替淡水貯槽からの送水</p> <div style="text-align: center;">経過時間(分)</div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>実施箇所・必要員数</th> <th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th><th>50</th><th>60</th><th>70</th><th>80</th><th>90</th><th>100</th><th>110</th><th>120</th><th>130</th><th>140</th><th>150</th><th>160</th><th>170</th><th>180</th><th>190</th><th>200</th><th>210</th><th>220</th><th>230</th><th>240</th><th>250</th><th>260</th><th>270</th><th>280</th><th>290</th><th>300</th><th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)</td> <td>運転員等(当直運転員)(中央制御室)</td> <td>1</td> <td colspan="28">使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</td> </tr> <tr> <td>運転員等(当直運転員)(現場)</td> <td>2</td> <td colspan="28">移動、系統構成</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要員</td> <td>8</td> <td colspan="28">準備 ホース捲込み、移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺)、ホース併用し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">西側淡水貯水設備からの送水</p> <p>【ホース敷設(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口)の場合は542m、ホース敷設(西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口)の場合は881m】</p> <p>第1.11-6図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) タイムチャート(4/4)</p>	手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																												運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動、系統構成																												重大事故等対応要員	8	準備 ホース捲込み、移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺)、ホース併用し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作																												手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																												運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動、系統構成																												重大事故等対応要員	8	準備 ホース捲込み、移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺)、ホース併用し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作																												相違理由⑧⑩
手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考																																																																																																																																																																																																																										
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																																																																																																																																																																																																																																																							
	運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動、系統構成																																																																																																																																																																																																																																																							
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース捲込み、移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺)、ホース併用し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作																																																																																																																																																																																																																																																							
手順の項目	実施箇所・必要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240	250	260	270	280	290	300	備考																																																																																																																																																																																																																										
可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン/常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																																																																																																																																																																																																																																																							
	運転員等(当直運転員)(現場)	2	移動、系統構成																																																																																																																																																																																																																																																							
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース捲込み、移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺)、ホース併用し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作																																																																																																																																																																																																																																																							

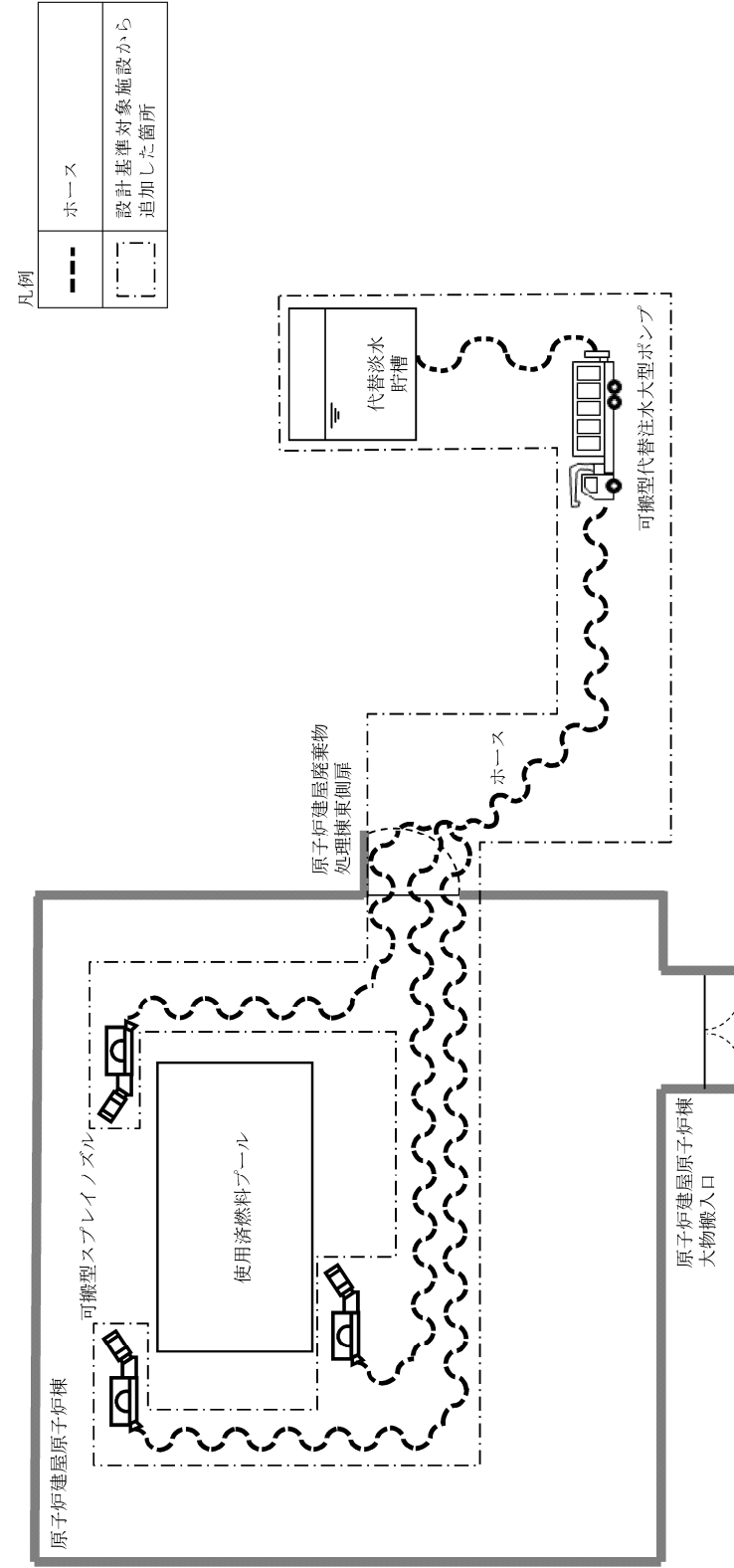
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

第1.11.8図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

東海第二



第1.11-7図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

備考
相違理由②

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考
<p>手順の項目</p> <p>燃料プール代注水系による可搬型スプレインゾルへの注水(淡水/海水) (原子炉建屋大物出入口からの排液の場合 ※1)</p>	<p>要員(数)</p> <p>1 中央制御室運転員 A</p> <p>2 現場運転員 C、D</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450</p> <p>系統稼働完了 65分</p>		備考
	<p>通過運転監視準備、使用済燃料プール監視カメラ状態確認</p> <p>移動、ホース展開/ズル設置</p> <p>原子炉建屋内側より開閉放 ※1</p>			
<p>※1 SPP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋内側より開閉放」作業が不要となるため、約50分で可能である。</p>				
<p>第 1.11.9 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレインゾルヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (系統構成) タイムチャート</p>				
<p>【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】</p>				
<p>手順の項目</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインゾル)を使用した使用済燃料プールへの注水/スプレインゾル(淡水/海水)</p> <p>(原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合)</p>	<p>実施箇所・必要員数</p> <p>1 運転員等(当直運転員)(中央制御室)</p> <p>8 重大事故等対応要員</p>	<p>経過時間(分)</p> <p>190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320 330 340 350 360 370 380 390 400 410 420 430 440 450</p>		備考
	<p>使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動</p> <p>移動(災害対策本部～原子炉建屋原子炉棟)</p> <p>ホース敷設準備</p> <p>ホース敷設、可搬型スプレインゾル設置</p> <p>移動(原子炉建屋原子炉棟～南側保管場所)</p>			
<p>第1.11-8図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインゾル)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) タイムチャート (1/2)</p>				
<p>相違理由⑳</p>				

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

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

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
可搬型代替注水ポンプによる送水	2 緊急時対策要員	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所→東浜高台保管場所移動 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-1線又はA-2線)1台の健全性確認 可搬型代替注水ポンプ(A-1線又はA-2線)1台移動→配置 原子炉建屋外側より防漏開放 ※3 送水準備(淡水/海水)	
(原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3) [防火水櫃を水源とした場合]			
※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)を使用した場合、約100分で可能である。 大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約110分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。 ※3 SFP可搬型接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏開放」作業が必要となるため、約110分で可能である。			
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考
可搬型代替注水ポンプによる送水	2 緊急時対策要員	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所→淡水貯水池移動 貯水池出口弁(閉) 送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続準備手続 送水	
(原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3) [淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ確認してあるホースが使用できる場合)]			
※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2線)又は大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1線)を使用した場合、約115分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。 ※3 SFP可搬型接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏開放」作業が必要となるため、約115分で可能である。			

第 1.11.10 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した
 使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (1/2)

東海第二

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考
可搬型代替注水大物搬入口による代替注水 系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水/スプレイ(淡水/海水)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	代替注水貯蔵槽からの送水
重大事故等対応要員	移動(災害対策本部→原子炉建屋原子炉棟) ホース敷設準備 ホース敷設、可搬型スプレイノズル設置		
(原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合)	移動(原子炉建屋原子炉棟→前面保管場所)		
【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)	備考
可搬型代替注水大物搬入口による代替注水 系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水/スプレイ(淡水/海水)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	可搬型代替注水大物搬入口による代替注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水	
重大事故等対応要員	可搬型代替注水大物搬入口準備 ホース積込み、移動(前面保管場所→代替注水貯蔵槽周辺)、ホース荷戻し 代替注水貯蔵槽開放、ポンプ設置 ホース敷設 移動(原子炉建屋原子炉棟内)ホース接続、送水準備及び注水/スプレイ開始操作		代替注水貯蔵槽からの送水

第 1.11-8 図 可搬型代替注水大物搬入口による代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) タイムチャート (2/2)

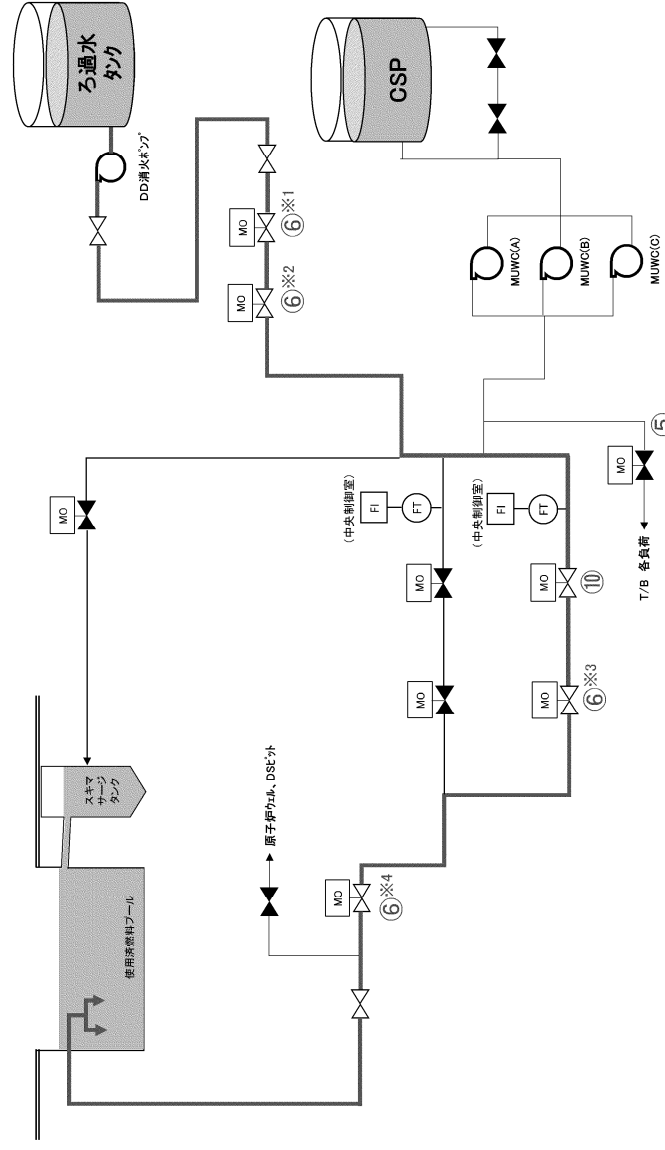
備考

相違理由②

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考								
	<p>凡例</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逆止弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>消防用ホース</td> </tr> </table> <p>屋外</p> <p>ろ過水貯蔵タンク</p> <p>多目的タンク</p> <p>タービン建屋</p> <p>ディーゼル駆動消火ポンプ</p> <p>原子炉建屋原子炉棟</p> <p>使用済燃料プール</p> <p>6階 消火栓</p> <p>5階 消火栓</p> <p>消防用ホース</p> <p>【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】</p> <p>第1.11-9図 消火系による使用済燃料プールへの注水（1/2） 概要図</p>		ポンプ		弁		逆止弁		消防用ホース	<p>東二は消火系による使用済燃料プールへの注水において、消火栓による使用済燃料プールへの注水と残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の手順を整備する。</p>
	ポンプ									
	弁									
	逆止弁									
	消防用ホース									

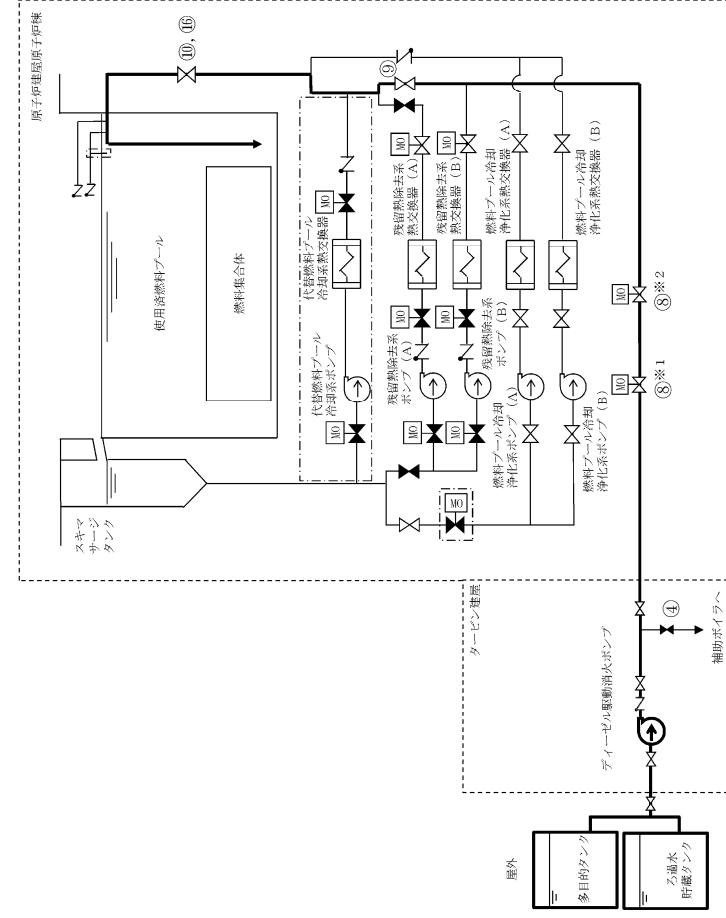
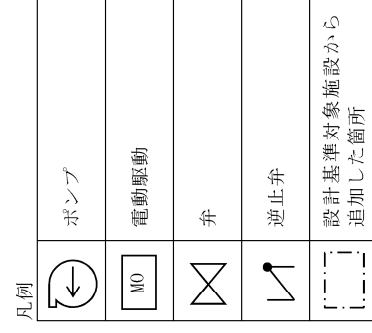
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑥※3	残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B)
⑥※4	残留熱除去系燃料プール側第二出口弁
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)

第1.11.11図 消火系による使用済燃料プールへの注水 概要図

東海第二



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑤	残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑧※1, ⑧※2	残留熱除去系B系消火系ライン弁	⑩, ⑫	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

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

第1.11-9図 消火系による使用済燃料プールへの注水（2/2） 概要図

相違理由⑬

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		経過時間(分)										備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80			
消火系による使用済燃料プールへの注水	30分 消火系による使用済燃料プールへの注水											
	中央制御室運転員 A、B	通信連絡設備確認、電源確認 系統構築 注水開始										
	現場運転員 C、D	移動、電源確保										
	5号炉運転員	消火ポンプ起動										

第1.11.12 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

東海第二		経過時間(分)										備考								
手順の項目	実施箇所・必要要員数	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80			
消火系による使用済燃料プールへの注水 (残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	1 運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 準備、ポンプ起動操作																		
	3 運転員等 (当直運転員) (現場)	系統構築、注水開始操作																		
	4 運転員等 (重大事故等 対応要員) (現場)	移動																		
	1	消火系による使用済燃料プールへの注水 60分																		
消火系による使用済燃料プールへの注水 (残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合)	1 運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 準備、ポンプ起動操作																		
	2 運転員等 (当直運転員) (現場)	系統構築、注水開始操作																		
	2	移動																		
	1	消火系による使用済燃料プールへの注水 105分																		

【消火栓を使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プールへの注水の場合】

第1.11-10 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

相違理由⑳

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考				
<p>原子炉冷却</p> <p>隔離操作を想定する弁</p> <p>RHRポンプ</p> <p>想定する破断箇所</p> <p>FPC熱交換器(A)</p> <p>FPC熱交換器(B)</p> <p>ろ過脱塩装置</p> <p>RCM系、代替または海水系による冷却</p> <p>RCM系、代替または海水系による冷却</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑦</td> <td>燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順	弁名称	⑦	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁	東二は自動的にサイフォンブレーカーにより漏えいの継続が防止されるため漏えい抑制手順を整備しない。	東二は自動的にサイフォンブレーカーにより漏えいの継続が防止されるため漏えい抑制手順を整備しない。
操作手順	弁名称					
⑦	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁					

第 1.11.13 図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 概要図

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二	備考
手順の項目	要員(数)		
	中央制御室運転員 A、B	2	
サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	現場運転員 C、D	2	
	経過時間(分)		
使用済燃料プール漏えい隔離 90分			
水位低下原因調査、通報手段確保			
系統停止操作、電動弁隔離			
移動、水位低下原因調査			
手動弁隔離			
備考			

第 1.11.14 図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 タイムチャート

東二は自動的にサイフォンブレイカーにより漏えいの継続が防止されるため漏えい抑制手順を整備しない。

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	<p style="text-align: center;">東海第二</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>凡例</p> <table border="1"> <tr><td></td><td>ポンプ</td></tr> <tr><td></td><td>電動駆動</td></tr> <tr><td></td><td>窒素駆動</td></tr> <tr><td></td><td>弁</td></tr> <tr><td></td><td>逆止弁</td></tr> <tr><td></td><td>ホース</td></tr> <tr><td></td><td>設計基準対象施設から追加した箇所</td></tr> </table> </div> <div style="width: 50%;"> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥*1</td> <td>常設低圧代替注水系統分離弁</td> <td>⑧</td> <td>使用済燃料プール注水ライン流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑥*2</td> <td>使用済燃料プールのスプレイライオン元弁</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○*1～：操作手順番号を示す。 ○*1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。</p> </div> <p style="text-align: center;">第1.11-11図 常設低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ 概要図</p>		ポンプ		電動駆動		窒素駆動		弁		逆止弁		ホース		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	⑥*1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	⑥*2	使用済燃料プールのスプレイライオン元弁			備考 相違理由③
	ポンプ																											
	電動駆動																											
	窒素駆動																											
	弁																											
	逆止弁																											
	ホース																											
	設計基準対象施設から追加した箇所																											
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称																									
⑥*1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁																									
⑥*2	使用済燃料プールのスプレイライオン元弁																											

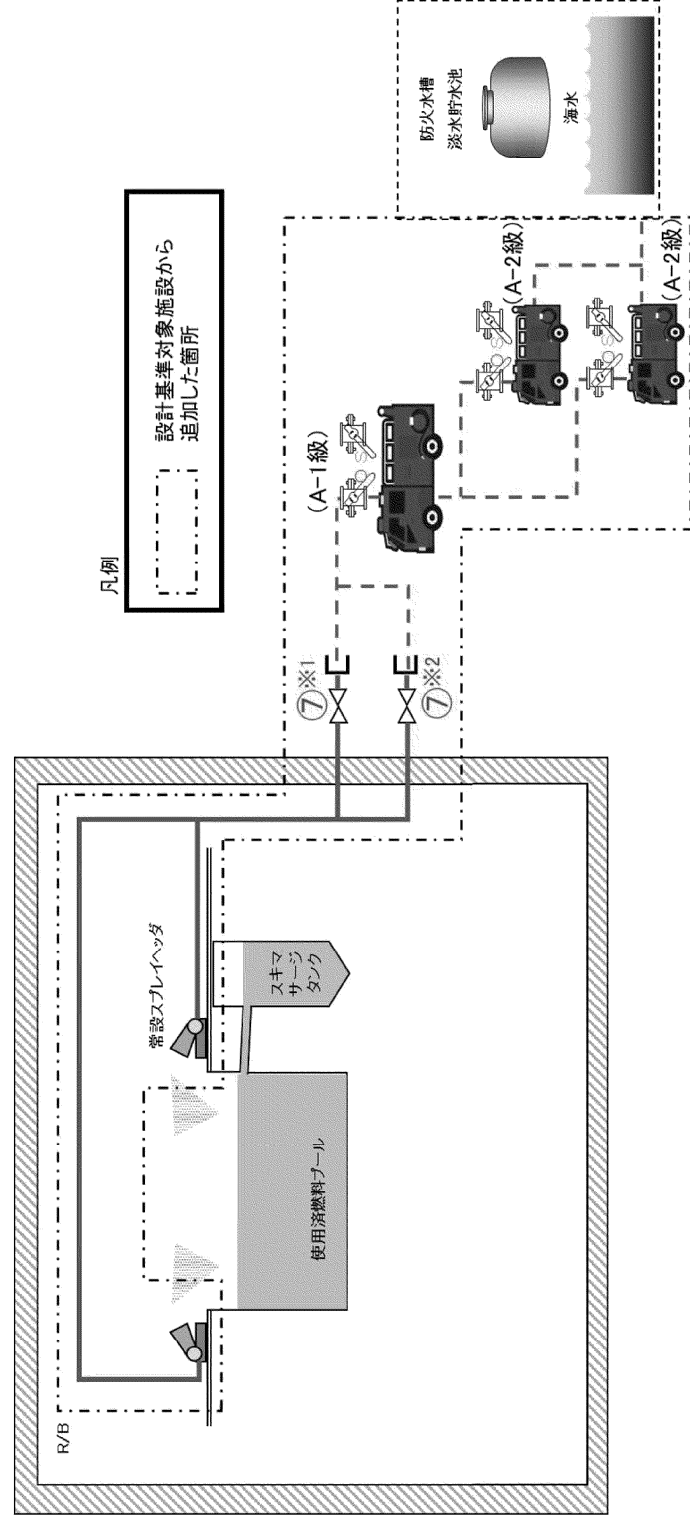
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
	<div data-bbox="1347 407 2457 646" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="1359 730 2445 903">第1.11-12図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへのスプレイタイムチャート</p>	相違理由③

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

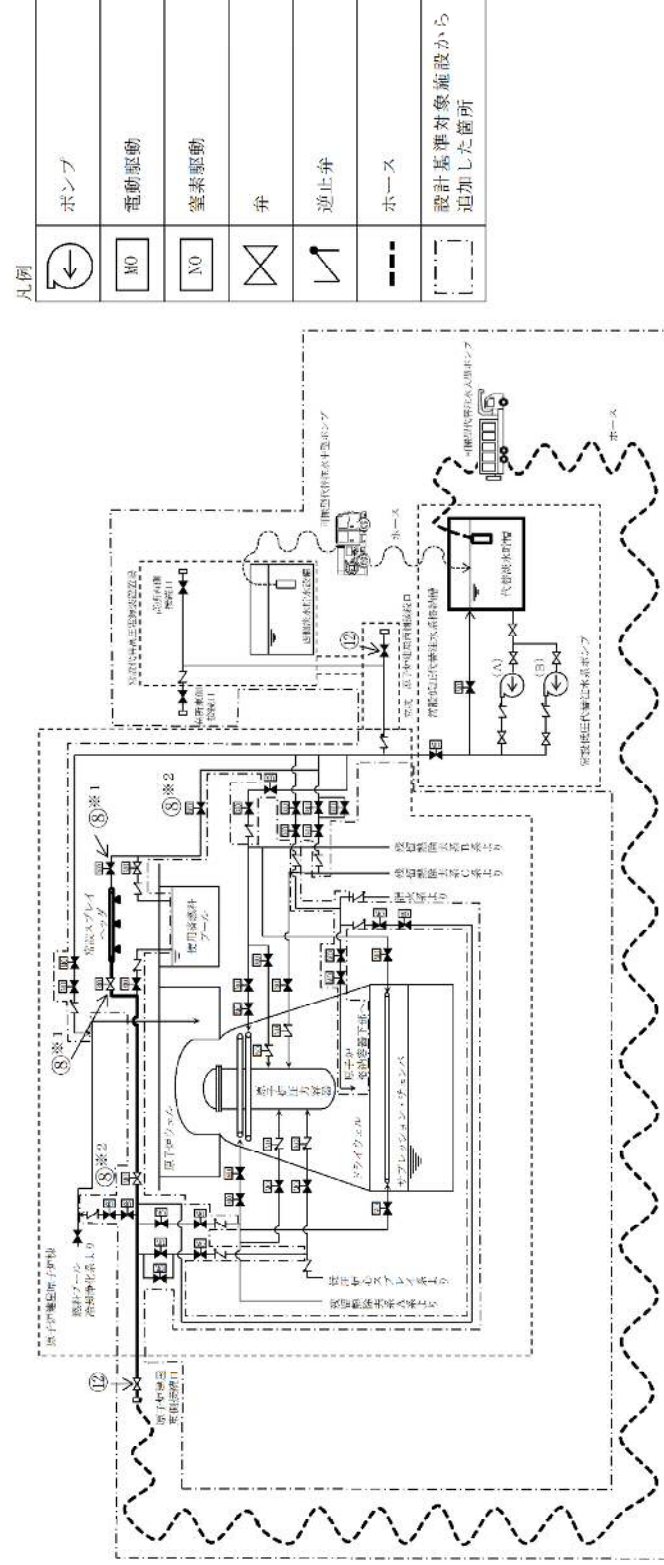
東海第二

備考



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第1.11.15図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
 使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 概要図



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	使用済燃料プールスプレイライン元弁	⑫	原子炉建屋西側接続口の弁、原子炉建屋東側接続口の弁
⑧※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁		

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

第1.11-13図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 概要図

相違理由③⑧

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ</td> <td>1</td> <td>125分 ※1</td> <td>注水確認</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ</td> <td>3</td> <td>140分 ※1</td> <td>注水確認</td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ	1	125分 ※1	注水確認	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ	3	140分 ※1	注水確認	<p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 125分 ※1</p> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考										
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ	1	125分 ※1	注水確認										
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ	3	140分 ※1	注水確認										
<p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1級) を使用した場合は、約115分で可能である。</p> <p>※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。</p>													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</td> <td>1</td> <td>140分 ※1</td> <td>注水確認</td> </tr> <tr> <td>淡水貯水塔を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるポンプが使用できる場合)</td> <td>2</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1	140分 ※1	注水確認	淡水貯水塔を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるポンプが使用できる場合)	2			<p>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考										
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1	140分 ※1	注水確認										
淡水貯水塔を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるポンプが使用できる場合)	2												
<p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 及び大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1級) を使用した場合は、約130分で可能である。</p> <p>※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。</p>													

第 1.11.16 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) タイムチャート (1/2)

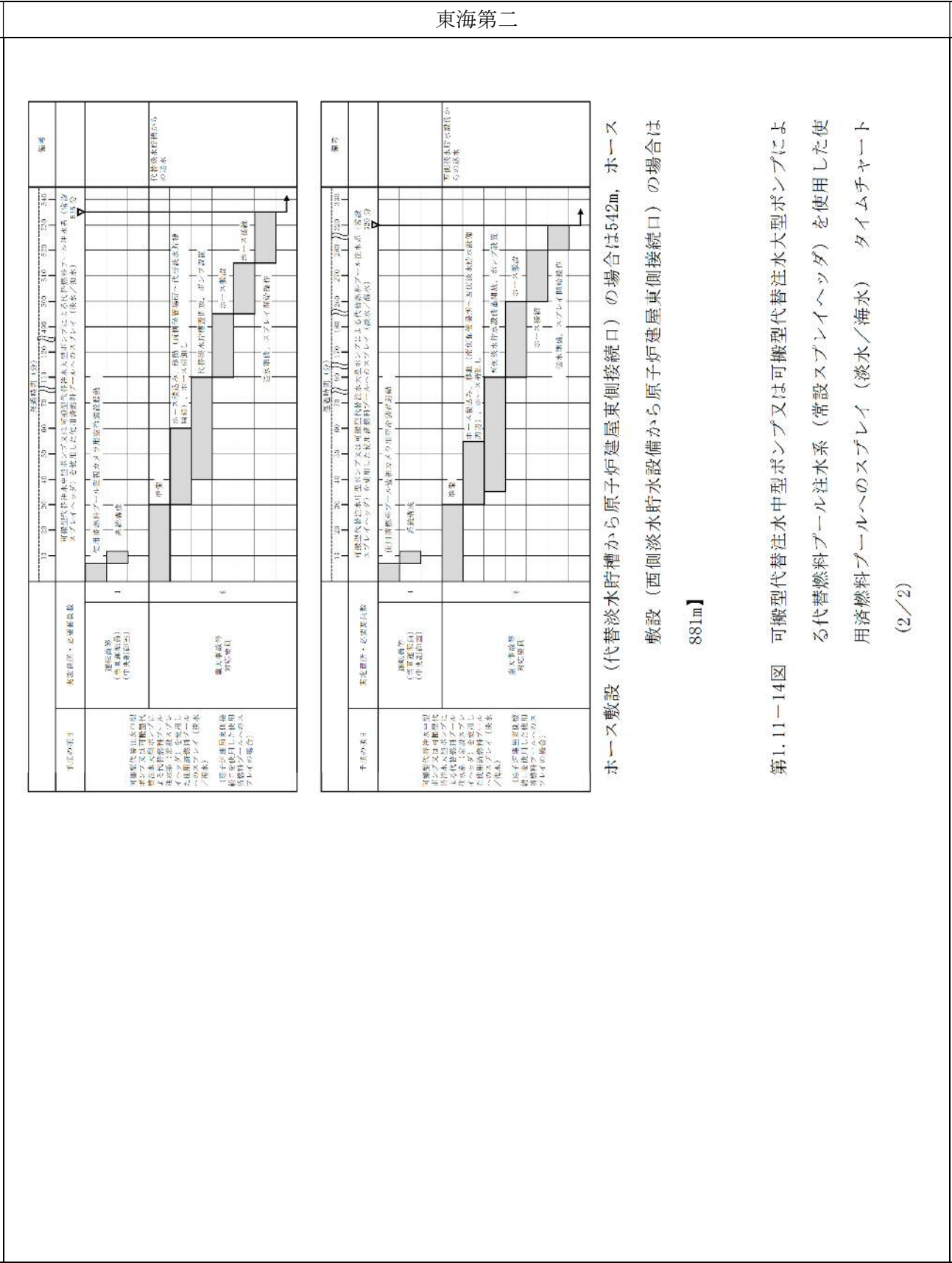
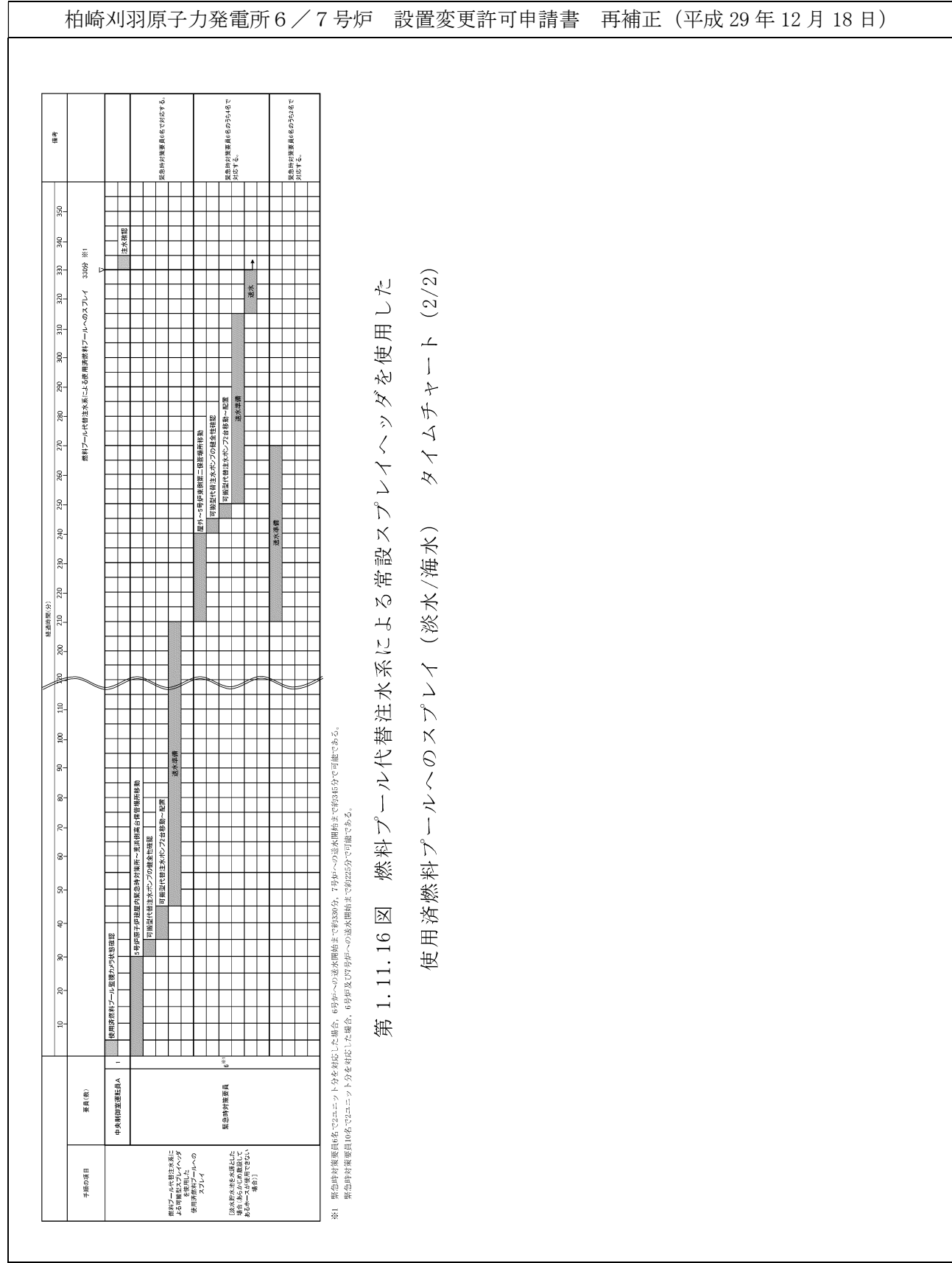
東海第二													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</td> <td>1</td> <td>140分 ※1</td> <td>注水確認</td> </tr> <tr> <td>淡水貯水塔を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるポンプが使用できる場合)</td> <td>2</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1	140分 ※1	注水確認	淡水貯水塔を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるポンプが使用できる場合)	2			<p>燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考										
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1	140分 ※1	注水確認										
淡水貯水塔を水源とした場合 (あらかじめ確認してあるポンプが使用できる場合)	2												
<p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 及び大浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1級) を使用した場合は、約130分で可能である。</p> <p>※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大浜側高台保管場所への移動は20分と想定する。</p>													

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

第1.11-14図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) タイムチャート (1/2)

相違理由⑧⑩

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



備考

相違理由⑧⑩

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考						
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <table border="1" style="margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤^ア</td> <td>SFP接続口内側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑨^ア</td> <td>SFP接続口外側隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin-top: 10px;">第1.11.17図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した 使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水） 概要図</p> </div>	操作手順	弁名称	⑤ ^ア	SFP接続口内側隔離弁	⑨ ^ア	SFP接続口外側隔離弁	東二は比較表ページ110に記載。	東二は比較表ページ110に記載。
操作手順	弁名称							
⑤ ^ア	SFP接続口内側隔離弁							
⑨ ^ア	SFP接続口外側隔離弁							

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考						
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>手順の項目</p> <p>燃料プール代替水系による可搬型スプレッドャーによる燃料プールへの燃料（淡水/海水）の搬入作業（※1）</p> <p>燃料プール代替水系による可搬型スプレッドャーによる燃料プールへの燃料（淡水/海水）の搬出作業（※1）</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>要員（数）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>要員（数）</th> <th>経費時間（分）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央制御室運転員 A</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C、D</td> <td>2</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <div style="margin-top: 10px;"> <p>※1 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋内部より扉開放。作業が不要となるため、約60分で可能である。」</p> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <p>第 1.11.18 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレッドャーを使用した 使用済燃料プールへのスプレッドャー（淡水/海水）（系統構成） タイムチャート</p> </div>	要員（数）	経費時間（分）	中央制御室運転員 A	1	現場運転員 C、D	2		<p>東二は比較表ページ 111～112 に記載。</p>
要員（数）	経費時間（分）							
中央制御室運転員 A	1							
現場運転員 C、D	2							

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:15%;">手順の項目</th> <th style="width:15%;">要員(数)</th> <th style="width:70%;">経過時間(分)</th> <th style="width:10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3]</td> <td>2 緊急時対策要員</td> <td> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約115分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大漆側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)各1台又は(A-2級)2台移動～配座 ※3 SPP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が必要となるため、約125分で可能である。</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3]	2 緊急時対策要員			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:15%;">手順の項目</th> <th style="width:15%;">要員(数)</th> <th style="width:70%;">経過時間(分)</th> <th style="width:10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3]</td> <td>2 緊急時対策要員</td> <td> </td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は大漆側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約125分で可能である。 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大漆側高台保管場所への移動は20分と想定する。 ※3 SPP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が必要となるため、約125分で可能である。</p> <p style="text-align: center;">第 1.11.19 図 燃料プール代替注水系による可搬型代替注水ポンプの使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水/海水) (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート (1/2)</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3]	2 緊急時対策要員			<p>東二は比較表ページ 111～112 に記載。</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考															
可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3]	2 緊急時対策要員																	
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考															
可搬型代替注水ポンプによる送水 [原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3]	2 緊急時対策要員																	

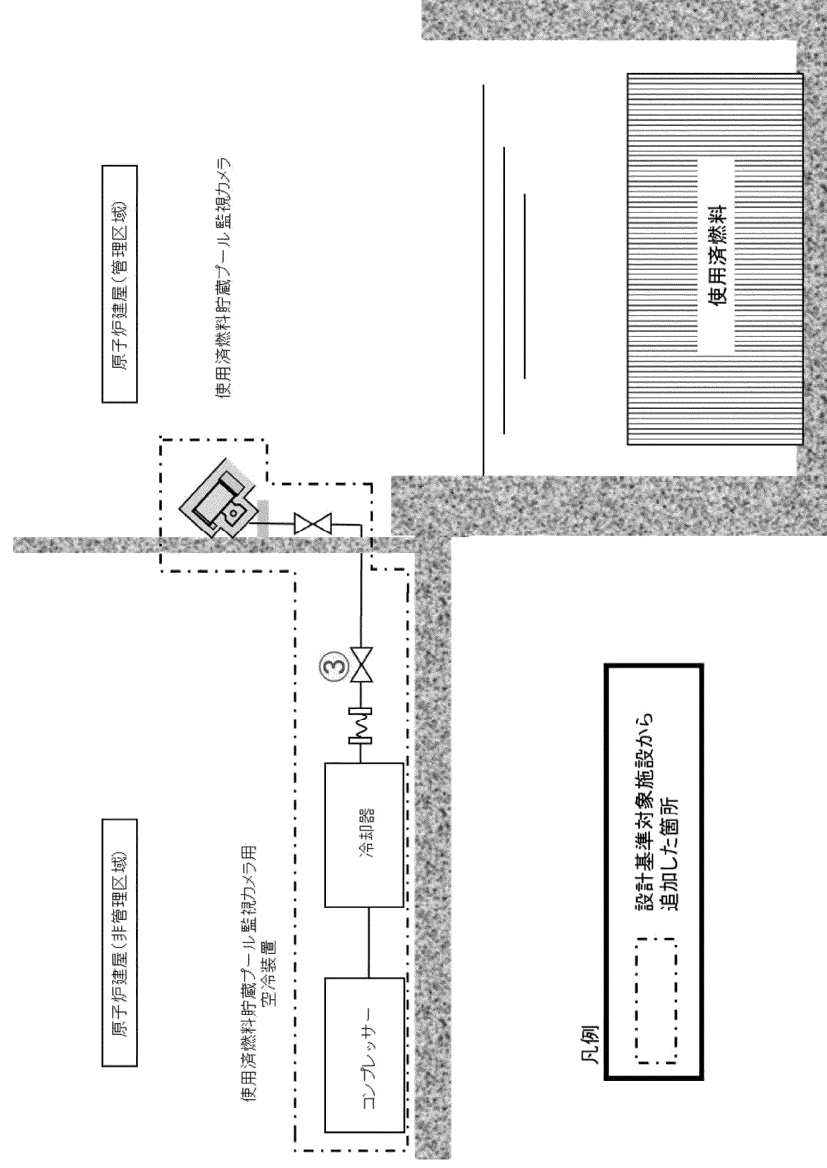
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div style="display: flex;"> <div style="flex: 1;"> </div> <div style="flex: 1; padding-left: 10px;"> <p>第 1.11.19 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2/2）</p> </div> </div> <p>※1 緊急時対応要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約340分、7号炉への送水開始まで約350分が可能である。 緊急時対応要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約325分が可能である。</p> <p>※2 SFP可搬式注入口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防漏措置」作業が必要となるため、約330分が可能である。</p>		<p>東二は比較表ページ 111～112 に記載。</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二		備考
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
	使用済燃料プールからの漏えい緩和	210	180	
使用済燃料プールからの漏えい緩和	中央制御室運転員 A	1	90	
	現場運転員 E, F	2	120	
使用済燃料プールからの漏えい緩和 120分 使用済燃料プール監視カメラ状態確認 移動、使用済燃料プールからの漏えい緩和 移動、使用済燃料プールからの漏えい緩和				
第1.11.20 図 使用済燃料プールからの漏えい緩和 タイムチャート				
手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間(分)		備考
使用済燃料プール漏えい緩和	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	90	
	重大事故等 対応要員	4	150	
使用済燃料プール漏えい緩和措置完了 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 移動、緩和措置				
第1.11-15 図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート				
				相違理由⑳

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



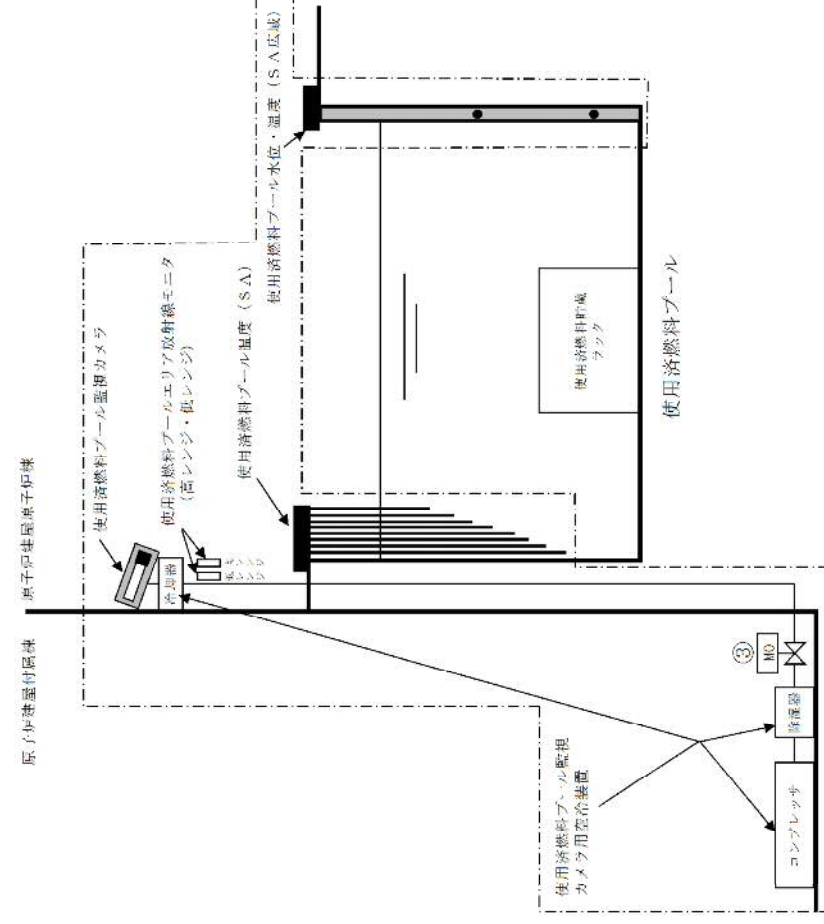
凡例

設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
③	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置冷却空気止め弁

第1.11.21 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

東海第二



凡例

MD	電動駆動
⊗	弁
⊞	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
③	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例 ⊙：操作手順番号を示す。

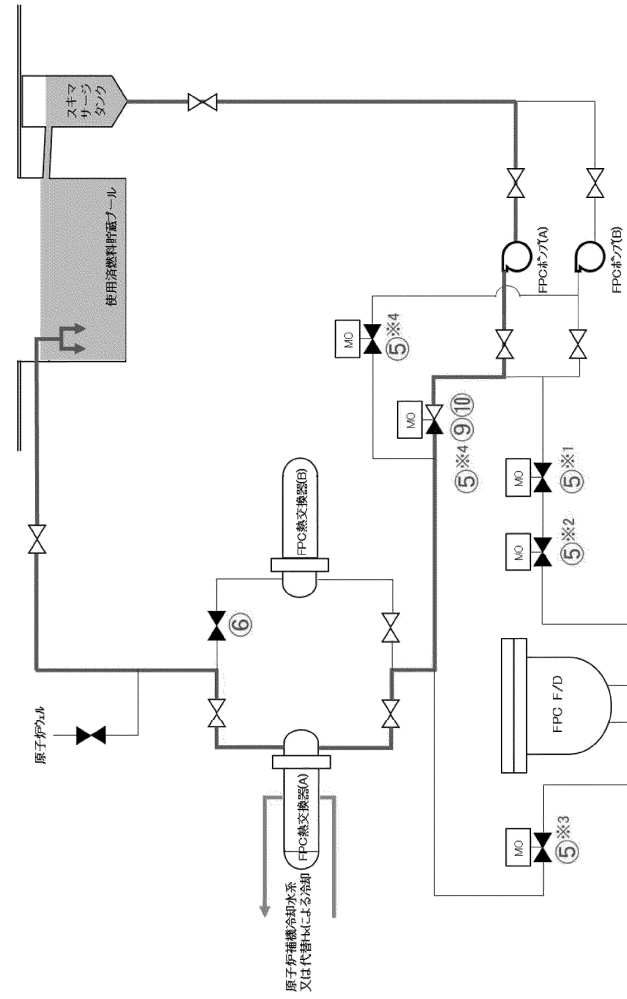
第1.11-16 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)		東海第二	備考																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</td> <td>中央制御室運転員 A 1</td> <td>0-20: 通信連絡設備準備、電源確認 20-25: カメラ状態確認</td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C、D 2</td> <td>25-30: 移動、空冷装置起動</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>20分 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</p> <p>第 1.1.1.22 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A 1	0-20: 通信連絡設備準備、電源確認 20-25: カメラ状態確認		現場運転員 C、D 2	25-30: 移動、空冷装置起動		<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動</td> <td>実務箇所・必要要員数</td> <td>0-1: 準備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>運転員等 (当班運転員) (十次制御室)</td> <td>1-7: 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分 7-10: 起動完了</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>第1.11-17図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート</p>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	実務箇所・必要要員数	0-1: 準備		運転員等 (当班運転員) (十次制御室)	1-7: 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分 7-10: 起動完了			相違理由⑳
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																						
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A 1	0-20: 通信連絡設備準備、電源確認 20-25: カメラ状態確認																							
	現場運転員 C、D 2	25-30: 移動、空冷装置起動																							
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																						
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	実務箇所・必要要員数	0-1: 準備																							
	運転員等 (当班運転員) (十次制御室)	1-7: 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分 7-10: 起動完了																							

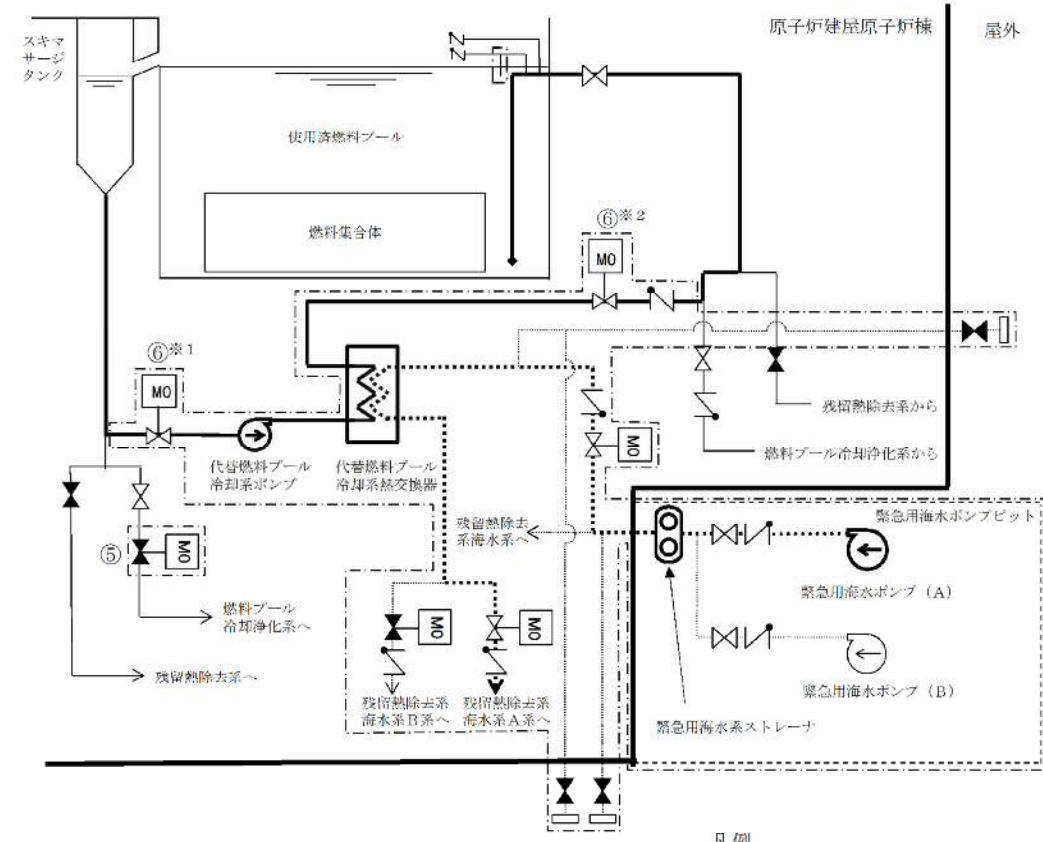
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）



操作手順	弁名称
⑤※1	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁
⑤※2	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁
⑤※3	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁
⑤※4	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)、(B)
⑥	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁
⑨⑩	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)

第1.11.23 図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 概要図

東海第二



操作手順	弁名称
⑤	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑥※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑥※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

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

第1.11-18図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 概要図

備考

相違理由①

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																								
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">手順の項目</th> <th style="width: 15%;">要員(数)</th> <th style="width: 60%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱</td> <td>中央制御室運転員A, B</td> <td>2</td> <td rowspan="4" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 使用済燃料プール除熱開始 45分 </td> </tr> <tr> <td>現場運転員 C, D</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>現場運転員 E, F</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 50%;"> <p>第 1.11.24 図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 タイムチャート</p> </div> </div>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	中央制御室運転員A, B	2	使用済燃料プール除熱開始 45分 	現場運転員 C, D	2	現場運転員 E, F	2			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">手順の項目</th> <th style="width: 15%;">要員(数)</th> <th style="width: 60%;">経過時間(分)</th> <th style="width: 10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱</td> <td>実施箇所・必要要員数</td> <td>1</td> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 15分 </td> </tr> <tr> <td>運転員等 (当直運転員) (中央制御室)</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 50%;"> <p>第 1.11-19 図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 タイム チャート</p> </div> </div>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	実施箇所・必要要員数	1	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 15分 	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	<p>相違理由①</p>
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																							
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱	中央制御室運転員A, B	2	使用済燃料プール除熱開始 45分 																							
	現場運転員 C, D	2																								
	現場運転員 E, F	2																								
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																							
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	実施箇所・必要要員数	1	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 15分 																							
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																								

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																				
	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>屋外(西側)</p> <p>屋外(東側)</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>凡例</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逆止弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ストレーナ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </table> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">操作手順</th> <th style="width: 30%;">弁名称</th> <th style="width: 30%;">操作手順</th> <th style="width: 10%;">弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④ 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁(A)</td> <td>RHR(A)ポンプ駆動機 LPOSポンプ駆動機 RHR(A)ポンプモーター LPOSポンプモーター 燃料貯蔵器外面モーター(A)</td> <td>⑤ 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁</td> <td>海水ポンプ(A)</td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> </div>		ポンプ		電動駆動		弁		逆止弁		ストレーナ		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	④ 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁(A)	RHR(A)ポンプ駆動機 LPOSポンプ駆動機 RHR(A)ポンプモーター LPOSポンプモーター 燃料貯蔵器外面モーター(A)	⑤ 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	海水ポンプ(A)	相違理由①
	ポンプ																					
	電動駆動																					
	弁																					
	逆止弁																					
	ストレーナ																					
	設計基準対象施設から追加した箇所																					
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称																			
④ 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁(A)	RHR(A)ポンプ駆動機 LPOSポンプ駆動機 RHR(A)ポンプモーター LPOSポンプモーター 燃料貯蔵器外面モーター(A)	⑤ 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	海水ポンプ(A)																			

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考
	<div style="text-align: center;"> <p>※1：緊急用海水系A系による冷却水の確保を示す。また、緊急用海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで20分以内で可能である</p> </div> <p style="text-align: center;">第1.11-21図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャート</p>	相違理由①

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考																										
	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> <p>凡例</p> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>ポンプ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動駆動</td> </tr> <tr> <td></td> <td>弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>逆止弁</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ストレーナ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ホース</td> </tr> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設から追加した箇所</td> </tr> </table> </div> </div> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑨^a, ⑨^b</td> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁</td> <td>⑩, ⑪</td> <td>代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁</td> </tr> <tr> <td>⑩</td> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(B)</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>記載例 ○：操作手順番号を示す。</p> <p>第1.11-22図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図</p>		ポンプ		電動駆動		弁		逆止弁		ストレーナ		ホース		設計基準対象施設から追加した箇所	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	⑨ ^a , ⑨ ^b	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑩, ⑪	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁	⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(B)			相違理由①
	ポンプ																											
	電動駆動																											
	弁																											
	逆止弁																											
	ストレーナ																											
	ホース																											
	設計基準対象施設から追加した箇所																											
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称																									
⑨ ^a , ⑨ ^b	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑩, ⑪	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁																									
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替弁(B)																											

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	<div style="text-align: center;">東海第二</div> <p>【ホース敷設（SA用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口）の場合 合は355m、ホース敷設（SA用海水ピットから代替燃料プール冷却系西側接続口）の場合は253m】</p> <p>第1.11-23図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 タイムチャート</p>	<p>相違理由①</p>

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

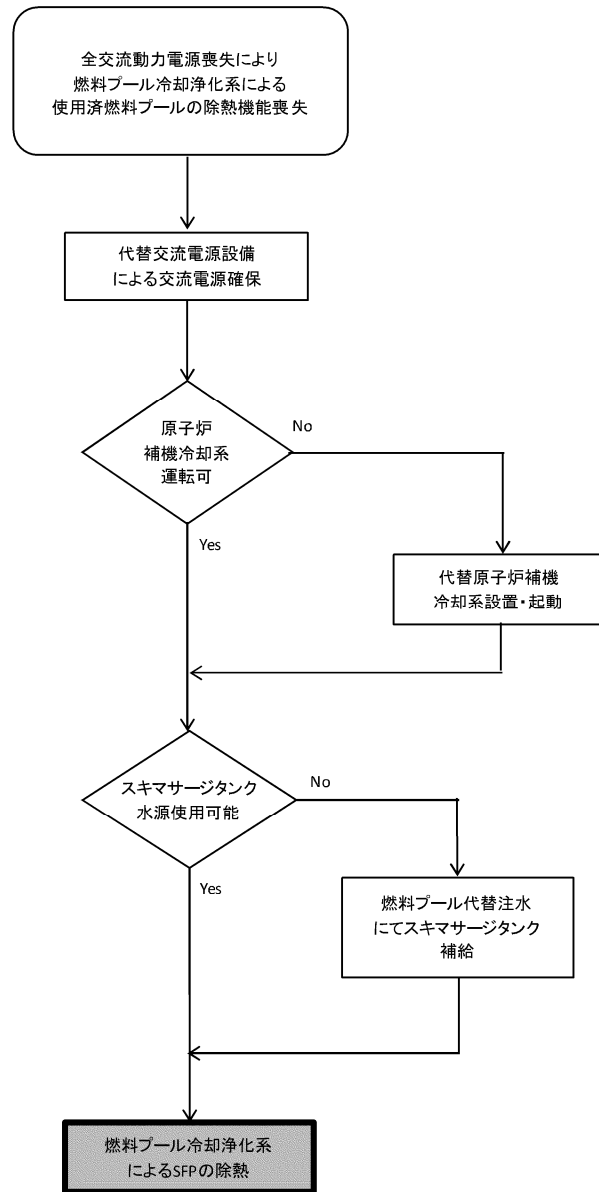
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>第 1.11.25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）</p>	<p>第1.11-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）</p>	<p>備考</p>

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

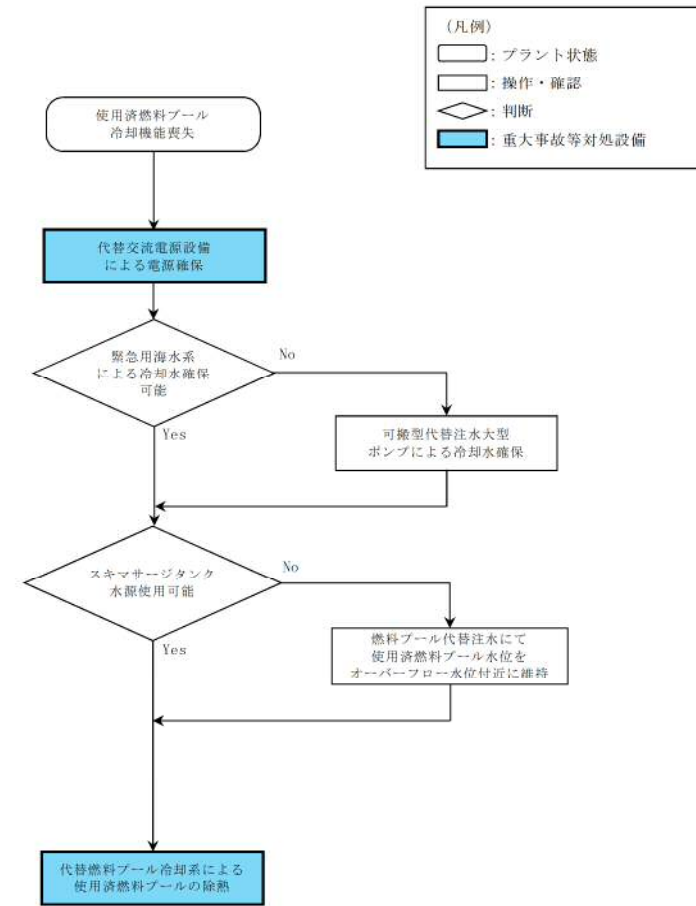
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）

東海第二

備考



第1.11.25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2/2）



第1.11-24図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（2/2）

1.11 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
2	相違理由①	東二は、使用済燃料プールを除熱する設備として代替燃料プール冷却系をSA設備として新設する。 柏崎は、燃料プール冷却浄化系に代替交流電源設備を用いる。
3	相違理由②	東二は、常設低圧代替注水系ポンプまたは可搬型の代替注水ポンプにて送水するが、柏崎は、可搬型の代替注水ポンプのみとしている。また、東二は、代替燃料プール注水系として常設注水ライン、常設スプレィヘッド及び可搬スプレィヘッドを設置し、起因事象により注水とスプレィを使い分ける。柏崎は常設スプレィヘッドと可搬型スプレィヘッドにて注水とスプレィを行う。なお、東二は、燃料プールのスプレィ設備を使用済燃料プールへの注水として用いることができる。
4	相違理由③	東二は、燃料プールのスプレィ手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び常設スプレィヘッドを使用した手段並びに可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及び常設スプレィヘッド又は可搬型スプレィノズルを使用した手段を整備する。
4	相違理由④	設備名称の相違
8	相違理由⑤	東二は、柏崎に設置するサプレッションプール水を浄化する系統は設置していない。
8	相違理由⑥	図表番号の附番ルールの相違。
11	相違理由⑦	見出し記号の附番ルールの相違。
11	相違理由⑧	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。
12	相違理由⑨	第54条で選定されている設備を記載。
12	相違理由⑩	東二は接続口を低圧代替注水系配管の設備に含める。
12	相違理由⑪	東二は給電が必要とされる設備に用いる電源設備を記載。
13	相違理由⑫	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
14	相違理由⑬	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。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。
1	相違理由⑮	東二は、サイフォン現象による漏えい時に静的サイフォンブレーカにより漏えいの継続を防止する設計であるが、柏崎はサイフォンブレーク用孔によりサイフォン現象の継続を防止し、現場の手動弁の隔離操作により漏えいを停止する設計である。
16	相違理由⑯	柏崎の同等の機能(流量)に関する記載は、東二では常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの設計仕様が同等の機能(容量)を有するとは言えないため、柏崎と同様な記載は困難である。(例:可搬型代替注水ポンプ(A-2級)柏崎120m ³ /h/台、常設低圧代替注水系ポンプ東二200m ³ /h/台)

1.11 比較表の相違理由一覧

比較表ページ	番号	内容
22	相違理由⑰	東二の使用済燃料プール水位は使用済燃料プール上端付近から底部まで測定可能なSA広域のみを設置する。柏崎は測定範囲の異なる使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)及び使用済燃料貯蔵プール水位(SA)を設置。
23	相違理由⑱	柏崎は代替交流電源設備に燃料に係わる設備が含まれるが、東二は代替交流電源設備に燃料給油設備は含まれていないため記載している。
27	相違理由⑲	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。
31	相違理由⑳	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。
32	相違理由㉑	東二は運転員等の対応要員数をタイムチャートに示す。
32	相違理由㉒	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。
32	相違理由㉓	東二は、系統構成において中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合、現場にて手動操作を行う。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1.12.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>d. 手順等</p> <p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. <u>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</u></p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>b. <u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p>	<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p style="text-align: center;">＜目次＞</p> <p>1.12.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内<u>燃料体等の著しい</u>損傷時の対応</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>d. 手順等</p> <p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内<u>燃料体等の著</u>しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. <u>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</u></p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>b. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p>	<p>他手順書「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の記載に統一している。以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>設備名称の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由②と示す。</p> <p>東二は、放射性物質吸着材を自主対策設備と整理していることから、「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」を先に記載。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由③と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. 化学消防自動車<u>単独又は大型化学高所放水車等</u>による泡消火</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u>, <u>放水砲</u>, <u>泡原液搬送車及び泡原液混合装置</u>による航空機燃料火災への泡消火</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. 化学消防自動車, <u>水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用)</u>による泡消火</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u>, <u>放水砲</u>, <u>泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)</u> 及び<u>泡混合器</u>による航空機燃料火災への泡消火</p> <p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>東二は、初期対応における延焼防止処置として、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を整備。大型化学高所放水車等は整備しない。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由④と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、泡消火薬剤を容器に入れた状態で整備。柏崎の泡原液搬送車、泡消火薬剤備蓄車に対して、それぞれ泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡消火薬剤容器（消防車用）が対応している。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p> </div> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p> </div> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。</p>	<p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>1.12.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十五条及び技術基準規則第七十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、<u>重大事故等対処設備</u>、<u>設計基準事故対処設備</u>及び自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.12.1表に整理する。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、<u>放水設備</u>により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p>	<p>1.12.1 対応手段と設備の選定</p> <p>(1) 対応手段と設備の選定の考え方</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十五条及び技術基準規則第七十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。</p> <p>なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.12-1表に整理する。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。</p> <p>(a) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、<u>原子炉建屋放水設備</u>により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p>	<p>相違理由①</p> <p>東二は、本手順で「設計基準事故対処設備」を使用しない。</p> <p>図表の付番方法による相違。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑥と示す。</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由① 相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>燃料補給設備</u> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>放射性物質吸着材</u> ・ 汚濁防止膜 <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u> <p>これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。</p> <p>初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 化学消防自動車 ・ 水槽付消防ポンプ自動車 ・ <u>泡消火薬剤備蓄車</u> ・ <u>大型化学高所放水車</u> 	<p>大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 ・ <u>S A用海水ピット取水塔</u> ・ <u>海水引込み管</u> ・ <u>S A用海水ピット</u> ・ <u>燃料給油設備</u> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 汚濁防止膜 ・ <u>放射性物質吸着材</u> <p>これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。</p> <p>初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 化学消防自動車 ・ 水槽付消防ポンプ自動車 ・ <u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>消火栓（原水タンク）</u> 	<p>相違理由②</p> <p>海水取水に必要となる設備（構造物）を記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は，汚濁防止膜設置用の小型船舶を使用しない。 以降，同様の相違理由によるものは相違理由⑦と示す。</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は，手順で使用する淡水源を明記している。 以降，同様の相違理由によるもの</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手段がある。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 ・ <u>泡原液搬送車</u> ・ <u>泡原液混合装置</u> <p>・ <u>燃料補給設備</u></p> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>審査基準及び基準規則に要求される、大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、ホース、放水砲及び<u>燃料補給設備</u>は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>放射性物質吸着材</u>、<u>汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>は重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>これらの設備については、大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から漏れいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。</p>	<p>・ <u>防火水槽</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手段がある。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u> ・ ホース ・ 放水砲 ・ <u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u> ・ <u>泡混合器</u> ・ <u>S A用海水ピット取水塔</u> ・ <u>海水引込み管</u> ・ <u>S A用海水ピット</u> ・ <u>燃料給油設備</u> <p>これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。</p> <p>c. 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>審査基準及び基準規則に要求される、大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、ホース、放水砲及び<u>燃料給油設備</u>は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、<u>汚濁防止膜</u>は重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガンマカメラ ・ サーモカメラ <p>これらの設備については、大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から漏れいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。</p> <p>・ <u>放射性物質吸着材</u></p> <p><u>放射性物質吸着材を設置するためには、地震発生後のアクセスルートの液状化による影響</u></p>	<p>のは相違理由⑧と示す。 相違理由⑧</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑤ 相違理由② 海水取水に必要となる設備（構造物）を記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③⑦</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>基準規則に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、ホース、放水砲、<u>泡原液搬送車</u>、<u>泡原液混合装置及び燃料補給設備</u>は、重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・<u>泡消火薬剤備蓄車</u> ・<u>大型化学高所放水車</u> <p>これらの設備については、航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくい、早期に消火活動が可能であり、航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。</p> <p>d. 手順等</p> <p>上記の a.、b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は、<u>緊急時対策要員の対応として、多様なハザード対応手順に定める（第 1.12.1 表）</u>。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1.12.2 表）。</p>	<p><u>（一部のアクセスルートで車両通行不可）を踏まえると最短でも、作業開始を判断してから15時間程度要することになるが、放射性物質の吸着効果が期待され、海洋への放射性物質の拡散抑制及び放出量の低減を図る手段として有効である。</u></p> <p><u>なお、アクセスルートに液状化の影響が無い場合は、作業開始を判断してから約6.5時間と想定する。</u></p> <p>(b) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>基準規則に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、ホース、放水砲、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>、<u>泡混合器及び燃料給油設備</u>は、重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車 ・水槽付消防ポンプ自動車 ・<u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u> <p>これらの設備については、航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくい、早期に消火活動が可能であり、航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>消火栓（原水タンク）</u> ・<u>防火水槽</u> <p><u>これらの設備については、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。</u></p> <p>d. 手順等</p> <p>上記の a.、b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は、<u>重大事故等対応要員の対応として、「重大事故等対策要領」に、自衛消防隊の対応として、「防火管理要領」に定める（第 1.12-1 表）</u>。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1.12-2 表）。</p>	<p>備考</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>相違理由⑧</p> <p>整備する手順書の違い</p> <p>東二は、初期対応における延焼防止処置は、自衛消防隊が、防火管理要領に基づき実施する。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u> 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。</p> <p>しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかが該当する場合とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合 ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合 ・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合 <p>※1: <u>格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)</u>で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第 1.12_1 図に、タイムチャートを第 1.12_2 図に、ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第 1.12_3 図に示す。</p> <p>① <u>当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を緊急時対策本</u></p>	<p>1.12.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(1) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u> 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、<u>使用済燃料プール</u>スプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。</p> <p>しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかが該当する場合とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合 ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合 ・大型航空機の衝突等、原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合 <p>※1 <u>ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ</u>内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第 1.12_1 図に、タイムチャートを第 1.12_2 図に、ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第 1.12_3 図に示す。</p> <p>① <u>災害対策本部長代理は、発電長と連携を密にし、手順着手の判断基準に基づき、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備</u></p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>有効性評価における炉心損傷の判断にない記載。東二では、10 倍を含めて炉心損傷を判断するため、「10 倍以上」としている。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥</p> <p>体制の違いによる記載内容の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p><u>部に依頼する。</u></p> <p>②緊急時対策本部は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を緊急時対策要員に指示する。</u></p> <p>③緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水取水箇所周辺に設置する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>ホースを取水ポンプに接続後、取水ポンプを取水箇所へ設置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込口にホースを接続する。</u></p> <p>⑤緊急時対策要員は、<u>放水砲を設置し、ホースの運搬、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。</u></p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）取水ポンプを起動し、水張りを行う。</u></p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>放水砲噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を緊急時対策本部に報告する。</u></p> <p>⑧当直副長は、<u>手順着手を判断した時の状況が継続しており、以下の状況であると判断した場合は、当直長を経由して、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を緊急時対策本部に依頼する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合 ・原子炉格納容器からの異常な漏えいにより、格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合 	<p><u>開始を重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <p>② <u>重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を海水取水箇所周辺に設置する。</u></p> <p>③ <u>重大事故等対応要員は、ホースを水中ポンプに接続後、水中ポンプを取水箇所へ設置し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）吸込口にホースを接続する。</u></p> <p>④ <u>重大事故等対応要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）から放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。</u></p> <p>⑤ <u>重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）を待機状態（アイドリング状態）にする。</u></p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員は、放水砲噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑦災害対策本部長代理は、<u>発電長と連携を密にし、手順着手を判断した時の状況が継続しており、以下のいずれかの状況が該当し、放水により発生する汚染水が直接海洋に流出する経路となる4箇所への汚濁防止膜1重設置による放射性物質の拡散抑制措置が完了されている場合は、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を重大事故等対応要員に指示する。ただし、プラント状況により、大量の大気への放射性物質の拡散を回避する必要がある場合は、汚濁防止膜の設置作業と並行して放水砲による放水を開始するよう重大事故等対応要員に指示する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合 ・原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置）を開放する場合 	<p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、手順①で対応の指示まで実施する。</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は、この段階で放水砲までのホース水張り及び空気抜きを実施し、待機状態にする。</p> <p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は、放水開始の判断に汚濁防止膜の設置（放水路A～C及び集水柵-8の4箇所への1重設置）が完了していることを条件付けている。ただし、大規模損壊時のようなプラント状況下においては、その限りではないこととする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による水素排出ができない場合に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放する運用としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>・燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールのスプレイができない場合</p> <p>・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合</p> <p>⑨緊急時対策本部は、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施を緊急時対策要員に指示する。</p> <p>⑩緊急時対策要員は、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) の送水ポンプを起動し、放水砲により原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、緊急時対策本部に報告する。</p> <p>⑪緊急時対策本部は、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について、当直長を経由して当直副長に報告する。</p> <p>⑫緊急時対策要員は、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。(燃料を給油しない場合、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) は約 2 時間の運転が可能)</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記 (b) の現場対応は、準備段階では緊急時対策要員 8 名 (水張りは 5 名) にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる 7 号炉南側からのルートを優先的に選択することで、手順着手から約 130 分 (7 号炉の場合、6 号炉の場合は約 160 分) で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。(ホース敷設距離が長くなる 5 号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、約 190 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。)</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取り付けについては速やかに作業ができるように大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p>緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員 5 名にて実施し、大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から 10 分で放水することが可能である。</p>	<p>・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールのスプレイができない場合</p> <p>・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合</p> <p>⑧ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) を操作 (昇圧) し、放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、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、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について、発電長に報告する。</p> <p>⑩ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。(燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) は約 3.5 時間の運転が可能)</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記 (b) の現場対応は、準備段階では重大事故等対応要員 8 名 (可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) の起動、ホースの水張り及び空気抜きは 4 名) にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は、手順着手から 145 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている (ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は、210 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている)。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、可搬型照明、通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取り付けについては速やかに作業できるように可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p> <p>災害対策本部長代理からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。重大事故等対応要員 4 名にて実施し、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から 5 分で放水することが可能である。</p>	<p>相違理由②</p> <p>東二は、手順⑦で対応の指示まで実施している。</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>設備性能 (燃料タンク容量) の相違 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑫と示す。</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>東二は、訓練実績より、指揮者 1 名、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 操作者 1 名、放水砲操作者 1 名、放水砲操作補助者 1 名の計 4 名で実施する。また、敷地の違いにより経路の記載、所要時間が異なる。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑩ 相違理由②</p> <p>配備車両 (設備) の違いから、東二は、柏崎よりも短時間で放</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお、原子炉建屋への放水に当たっては、原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建屋の中心に向けて放水する。</p> <p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の拡散抑制効果がある。</p> <p>なお、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</p> <p>b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</p> <p>原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また、手順の概要図を第1.12.4図、タイムチャートを第1.12.5図に示す。</p>	<p>放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお、原子炉建屋への放水に当たっては、原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建屋の中心に向けて放水する。</p> <p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の拡散抑制効果がある。</p> <p>なお、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</p> <p>b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</p> <p>原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合。</p> <p>(b) 操作手順 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また、手順の概要図を第1.12.4図に、タイムチャートを第1.12.2図に示す。</p>	<p>水可能となる。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由⑥ 東二は、「大気への放射性物質の拡散抑制」手順と、「海洋への放射性物質の拡散抑制」手順のタイムチャートを統合し、作業時間の相関が分かるようにしている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員</u>へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建屋が視認できる場所に運搬する。</p> <p>③緊急時対策要員は、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。</p> <p>(c) 操作の成立性 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の特定は、<u>緊急時対策要員2名の体制</u>である。</p> <p>作業は、<u>緊急時対策本部</u>の指示に従い対応することとしており、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順着手から<u>約60分</u>で絞り込み作業を開始することとしている。</p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p>	<p>① 災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、<u>重大事故等対応要員</u>へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。</p> <p>② <u>重大事故等対応要員</u>は、ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建屋が視認できる場所に運搬する。</p> <p>③ <u>重大事故等対応要員</u>は、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。</p> <p>(c) 操作の成立性 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の特定は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制にて放水砲設置に携わる重大事故等対応要員2名が実施する。</u></p> <p>作業は、<u>災害対策本部長代理</u>の指示に従い対応することとしており、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順着手から<u>35分</u>で絞り込み作業を開始することとしている。</p> <p>(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制</p>	<p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑬と示す。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩ 東二は、大気への拡散抑制に携わる重大事故等対応要員が兼務することとしている。</p> <p>相違理由⑩ 設備の違いから、柏崎より短時間で絞り込み作業が可能。</p>
<p>＜参考：柏崎の当該箇所＞</p> <p>b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</p> <p>放射性物質を含む汚染水は<u>構内排水路</u>を通過して放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p><u>小型船舶（汚濁防止膜設置用）</u>を用いて、取水口3箇所、放水口1箇所の合計4箇所に汚濁防止膜を設置する。設置に当たっては、<u>放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口1箇所</u>を優先する。</p>	<p>a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</p> <p>放射性物質を含む汚染水は原子炉建屋周辺を取り囲む地上部の一般排水路で集水され、<u>地下埋設の一般排水路</u>を通過して雨水排水路集水桝又は放水路から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p><u>汚濁防止膜は、防潮堤に囲まれた発電所敷地内から海洋に接続する全ての排水経路である雨水排水路集水桝－1～9及び放水路－A～Cの計12箇所</u>に設置する。設置に当たっては、<u>原子炉建屋に放水することで発生する汚染水が、放水範囲の周囲にある一般排水路を経由して直接流れ込む雨水排水路集水桝－8及び放水路－A～Cの4箇所</u>を優先する。</p>	<p>相違理由③</p> <p>東二では、使用済燃料プールの対応も必要と考えている。</p> <p>相違理由② 排水経路の違いによる記載の相違。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑭と示す。</p> <p>相違理由⑭</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報，津波警報が出ていない又は解除された等）である場合。</u></p> <p>(b) 操作手順 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第 1.12.8 図に、タイムチャートを第 1.12.9 図に示す。</p> <p>① <u>緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。</u></p> <p>② <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜と付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置位置背面に運搬する。</u></p> <p>③ <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜をシャックル及び、接続ロープ等で必要本数を連結させる。</u></p> <p>④ <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、連結させた汚濁防止膜を順次、護岸から海面に投入し、片方の固定用ロープを護岸沿いに引き、汚濁防止膜を所定の位置に配置する。</u></p> <p>⑤ <u>その際、緊急時対策要員は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚濁防止膜が水面上で支障物等に絡まないよう調整する。</u></p> <p>⑥ <u>緊急時対策要員は、汚濁防止膜配置後、両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。</u></p> <p>⑦ <u>緊急時対策要員は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを切断し、カーテン部を開放する。</u></p> <p>⑧ <u>緊急時対策要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により 2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p>	<p>(a) 手順着手の判断基準 <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。</u></p> <p>(b) 操作手順 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第 1.12-5 図に、タイムチャートを第 1.12-2 図に、<u>汚濁防止膜設置手順の概要図を第 1.12-6 図に示す。</u></p> <p>① <u>災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。</u></p> <p>② <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜及び付属資機材を設置位置近傍に運搬する。</u></p> <p>③ <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、他端を所定の箇所に固定する。合わせて、汚濁防止膜のフロート部を設置位置上部のグレーチング等にロープで固縛し、雨水排水路集水桝等内に吊り下げる。</u></p> <p>④ <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを外し、カーテン部を開放する。</u></p> <p>⑤ <u>重大事故等対応要員は、汚濁防止膜両端部の固定用ロープを保持しながらフロート部を固縛していたロープを解き、その後、固定用ロープを繰り出すことにより雨水排水路集水桝等の所定の箇所へ設置する。</u></p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により 2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p>	<p>相違理由③</p> <p>相違理由⑥⑬ 東二は、汚濁防止膜の設置手順が複雑なので、補足説明用の概要図を作成した。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑦⑩ 運搬位置の違い</p> <p>東二は、1 箇所が必要となる汚濁防止膜の長さが短く、連結作業が不要。 設置箇所の形状、長さ等の違いによる設置手順の相違。 以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑮と示す。</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑦</p> <p>上記手順③で固定を実施する。</p> <p>相違理由⑦⑩</p> <p>相違理由⑮</p> <p>相違理由⑩</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(c) 操作の成立性</p> <p>汚濁防止膜の設置は、<u>北放水口への 1 重目の汚濁防止膜の設置を緊急時対策要員 6 名で実施する。</u></p> <p>その後の汚濁防止膜の設置については、<u>積み込み・運搬を緊急時対策要員 6 名、設置を緊急時対策要員 7 名、合計 13 名で実施する。</u></p> <p>汚濁防止膜の設置作業は、<u>北放水口 (1 箇所) の設置を約 190 分、その後の取水口 (3 箇所) への設置を約 24 時間で行うこととしている。それぞれ 1 重目の汚濁防止膜の設置完了後、緊急時対策本部の指示により、2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。<u>さらに、積み込み、運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき、また、海上作業では小型船舶 (汚濁防止膜設置用) を使用することで汚濁防止膜の展開作業が容易となり、作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>汚濁防止膜の設置は、<u>12 箇所における現場対応のうち、優先的に設置する 4 箇所 (雨水排水路集水桝－8 及び放水路－A～C) への 1 重目については、重大事故等対応要員 5 名で実施する。</u></p> <p>その後の汚濁防止膜の設置については、<u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の現場対応にて、放水砲設置、ホース敷設準備及びホース敷設を終えた重大事故等対応要員 4 名が合流し、合計 9 名で実施する。</u></p> <p>汚濁防止膜の設置作業は、<u>優先的に設置する 4 箇所 (雨水排水路集水桝－8 及び放水路－A～C) への 1 重目の設置を手順着手から 140 分で行うこととしている。優先的に設置する 4 箇所への 1 重目の汚濁防止膜の設置完了後、災害対策本部長代理の指示により、優先的に設置する 4 箇所への 2 重目の汚濁防止膜の設置、及び残る 8 箇所への汚濁防止膜の設置を 6 時間以内に行うこととしている。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。また、<u>複数の汚濁防止膜を効率的に運搬できるよう車両を配備することで作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。</u></p>	<p>相違理由⑭</p> <p>相違理由③⑩</p> <p>相違理由⑩⑭ 東二は、汚濁防止膜は 1 箇所ごとに 2 重設置するが、放水砲による放水開始前には、優先設置 4 箇所への 1 重設置を完了させることとするため、その所要時間を主に記載。</p> <p>相違理由②⑦ 東二は、1 本の汚濁防止膜重量が軽いため、重量物とは記載していない。また、ユニック車に限らず、使用可能な車両を使用する。</p>
<p>a. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、<u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</u></p> <p>防潮堤内側の合計 <u>6 箇所</u>に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。<u>設置に当たっては、放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。</u></p>	<p>b. <u>放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</u></p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、<u>又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。</u></p> <p>防潮堤内側の合計 <u>10 箇所</u>に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。(汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制措置が完</u></p>	<p>東二では、使用済燃料プールに関する対応も必要と考えている。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は、放射性物質吸着材の設置に関しては優先順位を設けていないため、設置箇所数のみを記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
<p>(b) 操作手順 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第 1.12.6 図に、タイムチャートを第 1.12.7 図に示す。</p> <p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。</u></p> <p>②緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を、設置位置近傍まで運搬する。</p> <p>③緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を設置する。<u>(6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置する。)</u></p> <p>(c) 操作の成立性 放射性物質吸着材の設置は、<u>緊急時対策要員 4 名の体制</u>である。</p> <p>設置作業は、<u>緊急時対策本部の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約 180 分で設置することとしている。(6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所へ放射性物質吸着材を約 100 分で設置することとしている。)</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。</p> <p>b. <u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</u> 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。 放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して放水口から海へ流れ込むため、<u>汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。</u> 小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて、<u>取水口 3 箇所、放水口 1 箇所の合計 4 箇所に汚濁防止膜を設置する。設置に当たっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口 1 箇所を優先する。</u></p> <p>(a) <u>手順着手の判断基準</u> 放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、<u>汚濁防止膜の設置が可能な状況（大</u></p>	<p><u>了した後に実施する。)</u></p> <p>(b) 操作手順 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第 1.12-7 図に、タイムチャートを第 1.12-2 図に示す。</p> <p>① <u>災害対策本部長代理は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。</u></p> <p>② <u>重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を、設置箇所近傍まで運搬する。</u></p> <p>③ <u>重大事故等対応要員は、放射性物質吸着材を設置する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 放射性物質吸着材の設置は、<u>重大事故等対応要員 9 名の体制</u>である。</p> <p>設置作業は、<u>災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約 21 時間で設置することとしている。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。</p> <p><東二では、本項目は比較表 12～14 ページに掲載></p>	<p>備考</p> <p>相違理由⑥⑬</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>東二は、放射性物質吸着材の設置に関しては優先順位を設けていないため、優先箇所の記載不要。</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>設置箇所数及び設置方法の違いにより、所要時間が異なる。</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p><u>津波警報，津波警報が出ていない又は解除された等）である場合。</u></p> <p><u>(b) 操作手順</u></p> <p><u>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また，汚濁防止膜の設置位置図を第 1.12.8 図に，タイムチャートを第 1.12.9 図に示す。</u></p> <p><u>①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。</u></p> <p><u>②緊急時対策要員は，汚濁防止膜と付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置位置背面に運搬する。</u></p> <p><u>③緊急時対策要員は，汚濁防止膜をシャックル及び，接続ロープ等で必要本数を連結させる。</u></p> <p><u>④緊急時対策要員は，汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け，連結させた汚濁防止膜を順次，護岸から海面に投入し，片方の固定用ロープを護岸沿いに引き，汚濁防止膜を所定の位置に配置する。</u></p> <p><u>⑤その際，緊急時対策要員は，小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し，汚濁防止膜が水面上で支障物等に絡まないよう調整する。</u></p> <p><u>⑥緊急時対策要員は，汚濁防止膜配置後，両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。</u></p> <p><u>⑦緊急時対策要員は，小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し，汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを切断し，カーテン部を開放する。</u></p> <p><u>⑧緊急時対策要員は，同作業完了後，引き続き，同様の手順により 2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p> <p><u>(c) 操作の成立性</u></p> <p><u>汚濁防止膜の設置は，北放水口への 1 重目の汚濁防止膜の設置を緊急時対策要員 6 名で実施する。</u></p> <p><u>その後の汚濁防止膜の設置については，積み込み・運搬を緊急時対策要員 6 名，設置を緊急時対策要員 7 名，合計 13 名で実施する。</u></p> <p><u>汚濁防止膜の設置作業は，北放水口（1 箇所）の設置を約 190 分，その後の取水口（3 箇所）への設置を約 24 時間で行うこととしている。それぞれ 1 重目の汚濁防止膜の設置完了後，緊急時対策本部の指示により，2 重目の汚濁防止膜を設置する。</u></p> <p><u>円滑に作業できるように移動経路を確保し，防護具，照明，通信連絡設備を整備する。</u></p> <p><u>さらに，積み込み，運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき，また，海上作業では小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用することで汚濁防止膜の展開作業が容易となり，作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。</u></p> <p>c. 重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>c. 重大事故等発生時の対応手段の選択</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、<u>放射性物質吸着材</u>の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを第1.12.10 図に示す。</p> <p><u>放射性物質吸着材は、6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p> <p>その後、<u>汚濁防止膜を設置するが、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況等）である場合、汚濁防止膜の設置が可能な状況になり次第、汚濁防止膜の設置を開始する。</u></p> <p><u>また、放射性物質吸着材の設置作業と汚濁防止膜の設置作業を異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。</u></p>	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、<u>汚濁防止膜</u>の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れを第1.12-8 図に示す。</p> <p><u>汚濁防止膜は、原子炉建屋に放水した汚染水が流れ込む雨水排水路集水桝-8及び放水路-A～Cの4箇所を優先的に設置し、最終的に合計12箇所に設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p> <p>その後、<u>放射性物質吸着材を設置することで、更なる海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</u></p>	<p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由⑥</p> <p>相違理由③⑭</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は、海洋への放射性物質の拡散抑制作業を、全て防潮堤内で実施するため記載不要。</p> <p>東二は、対応可能要員が想定より多く確保できる場合は、重大事故等対処設備である「汚濁防止膜の設置」を優先させることから、本記載は省略した。</p>
<p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. <u>化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、<u>化学消防自動車単独、又は、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車</u>により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。<u>使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火を行う手順の概要は以下の</p>	<p>1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>(1) 初期対応における延焼防止処置</p> <p>a. <u>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、<u>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）</u>により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。<u>水源は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による泡消火</p>	<p>相違理由④⑤</p> <p>相違理由④⑤</p> <p>東二は、海水取水箇所の地面から海面までの落差が大きく、ポンプ吸込み能力が不足するため海水の使用は想定しない。以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑩と示す。</p> <p>相違理由④⑤</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>とおり。また、<u>航空機燃料火災への対応の概要図</u>を第 1.12.11 図に、タイムチャートを第 1.12.12 図に、水利の配置図を第 1.12.13 図に示す。</p> <p>① 自衛消防隊の<u>消防隊長</u>は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全を確保した後、初期消火に必要な<u>設備</u>の準備を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリングの状況） ・消火の水源に、<u>防火水槽や消火栓（淡水タンク）</u>を使用する場合は、水量が確保され使用できることを確認 ・<u>化学消防自動車単独による泡消火又は大型化学高所放水車による泡消火の実施判断</u>は、<u>現場火災状況を基に自衛消防隊の消防隊長が自衛消防隊へ指示</u> <p>②自衛消防隊の<u>消防隊長</u>は、現場火災状況を緊急時対策本部へ報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリング実施結果） ・消火の水源 ・<u>化学消防自動車単独による泡消火又は大型化学高所放水車による泡消火の実施判断の結果</u> <p>③緊急時対策本部は、<u>緊急時対策要員に大型化学高所放水車、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火の開始及び必要により淡水貯水池から防火水槽への送水を指示する。</u></p> <p>④緊急時対策要員は、<u>自衛消防隊が使用する大型化学高所放水車及び泡原液搬送車を現場まで運転する。</u></p> <p>⑤自衛消防隊は、<u>緊急時対策要員から大型化学高所放水車及び泡原液搬送車を引き取る。</u></p> <p>＜化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合＞</p> <p>⑥自衛消防隊は、水源近傍に<u>化学消防自動車</u>を設置し、水利を確保する。</p> <p>⑦自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを敷設、接続及び準備作業を行う。</p> <p>⑧自衛消防隊は、消火用水と泡消火薬剤を混合させて、化学消防自動車による泡消火を開始する。</p> <p>⑨自衛消防隊は、適宜、<u>泡消火薬剤備蓄車から、泡原液の補給を実施する。</u></p> <p>＜大型化学高所放水車等による泡消火を選択した場合＞</p> <p>⑩自衛消防隊は、水源近傍に<u>化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車</u>を設置し、水利を確保する。</p> <p>⑪自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを敷設するとともに大型化学高所放水車の中</p>	<p>を行う手順の概要は以下のとおり。また、<u>初期対応における延焼防止処置の概要図</u>を第 1.12-9 図に、タイムチャートを第 1.12-10 図に、水利の配置図を第 1.12-11 図に示す。</p> <p>① 自衛消防隊の<u>現場指揮者</u>は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全を確保した後、初期消火に必要な設備の準備を開始する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリングの状況） ・消火の水源である<u>防火水槽や消火栓（原水タンク）</u>に、水量が確保され使用できることを確認 <p>② 自衛消防隊の<u>現場指揮者</u>は、現場火災状況を災害対策本部長代理へ報告する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリング実施結果） ・消火の水源 <p>③ 自衛消防隊は、水源近傍に<u>水槽付消防ポンプ自動車</u>を設置し、水利を確保する。</p> <p>④ 自衛消防隊は、初期消火活動場所へ<u>化学消防自動車</u>を設置し、<u>水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設、接続及び準備作業</u>を行う。</p> <p>⑤ 自衛消防隊は、消火用水と泡消火薬剤を混合させて、化学消防自動車による泡消火を開始する。</p> <p>⑥ 自衛消防隊は、適宜、<u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u>を運搬して泡消火薬剤の補給を実施する。</p>	<p>図の名称の相違 相違理由⑥ 相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩ 使用する水源は淡水のみ 相違理由④ 東二は、初期対応における設備の選択は不要 相違理由⑩</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は、初期対応における延焼防止処置の実施判断を自衛消防隊の現場指揮者が判断するため、災害対策本部長代理（緊急時対策本部）からの指示は不要。 相違理由④</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由② 相違理由②</p> <p>相違理由⑤ 相違理由④</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p><u>継口へホースを接続する。</u></p> <p>⑫自衛消防隊は、<u>化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車から取水し、大型化学高所放水車へ送水を開始する。</u></p> <p>⑬自衛消防隊は、<u>大型化学高所放水車による泡消火を実施する。現場状況により化学消防自動車からも泡消火又は延焼防止を実施する。(必要に応じて、緊急時対策要員を活用する。)</u></p> <p>⑭自衛消防隊は、<u>適宜、泡消火薬剤備蓄車から、泡原液の補給を実施する。(泡原液搬送車を接続することも可能である。)</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応は、自衛消防隊 <u>6名</u> 及び緊急時対策要員 <u>2名</u> の合計 <u>8名</u> で対応する。化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合、<u>初期消火開始まで手順着手から約 35分</u>、大型化学高所放水車等による泡消火を選択した場合、<u>初期消火開始まで手順着手から 55分</u> で対応することとしている。<u>(緊急時対策要員 2名は、大型化学高所放水車、泡原液搬送車を運転し、自衛消防隊への引き渡し後、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。)</u></p> <p><u>なお、大型化学高所放水車のテーブルは 360° 旋回することが可能なため、火災現場の状況に応じて、最も効果的な方角から泡消火を実施する。</u></p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、<u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12.11 図に、タイムチャートを第 1.12.12 図に、水利の配置及び大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による泡消火に関するホース敷設ルートを第 1.12.13 図に示す。</u></p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応は、自衛消防隊 <u>9名</u> で対応する。化学消防自動車、<u>水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器(消防車用)による初期消火開始まで手順着手から 20分</u> で対応することとしている。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。</p> <p>(2) 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>a. <u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火</u></p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器により、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合</p> <p>(b) 操作手順</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器による泡消火手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12-12 図に、タイムチャートを第 1.12-10 図に、水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)、放水砲、泡消火薬剤容器(大型ポンプ用)及び泡混合器による泡消火に</u></p>	<p>備考</p> <p>相違理由④⑤⑩ 車両移動時間の相違</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由②⑤⑥</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、<u>緊急時対策要員へ大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液搬送車及び泡原液混合装置</u>の設置開始を指示する。</p> <p>②緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>を取水箇所周辺に設置する。</p> <p>③緊急時対策要員は、ホースを取水ポンプに接続後、<u>取水ポンプを取水箇所へ設置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>吸込口にホースを接続する。</p> <p>④緊急時対策要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、<u>泡原液搬送車</u>、<u>泡原液混合装置</u>から放水砲までホースを敷設し、放水砲にホースを接続する。</p> <p>⑤緊急時対策要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。</p> <p>⑥緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプ</u>を起動し、放水砲による消火を開始する。</p> <p>⑦緊急時対策要員は、<u>泡原液搬送車</u>の弁操作を行い、泡消火を開始する。</p> <p>⑧緊急時対策要員は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>は約2時間の運転が可能）を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性 <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>、放水砲、<u>泡原液搬送車及び泡原液混合装置</u>による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施する。手順着手から約130分（7号炉の場合、6号炉の場合は約160分）で準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、約190分に対応することとしている。）</p> <p>放水段階では<u>緊急時対策要員</u>5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を4,000L 配備し、放水開始から約25分の泡消火が可能である。</p> <p>泡消火剤は、放水流量（15,000L/min）の1%濃度で自動注入となる。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</u>の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p>	<p>関するホース敷設ルートの例を第1.12-13図に示す。</p> <p>① <u>災害対策本部長代理</u>は、手順着手の判断基準に基づき、<u>重大事故等対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>及び<u>泡混合器</u>の設置開始を指示する。</p> <p>② <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>を取水箇所周辺に設置する。</p> <p>③ <u>重大事故等対応要員</u>は、ホースを<u>水中ポンプ</u>に接続後、<u>水中ポンプ</u>を取水箇所へ設置し、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>吸込口にホースを接続する。</p> <p>④ <u>重大事故等対応要員</u>は、放水砲を設置し、ホースの運搬、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>、<u>泡混合器</u>から放水砲までホースを敷設し、放水砲にホースを接続する。</p> <p>⑤ <u>重大事故等対応要員</u>は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。</p> <p>⑥ <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>を起動し、放水砲による消火を開始する。</p> <p>⑦ <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>泡混合器</u>を起動し、泡消火を開始する。</p> <p>⑧ <u>重大事故等対応要員</u>は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>は約3.5時間の運転が可能）を実施する。</p> <p>(c) 操作の成立性 <u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>、放水砲、<u>泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）</u>及び<u>泡混合器</u>による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施する。所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる廃棄物処理建屋南側から原子炉建屋南側エリアへのルートを選択した場合は、手順着手から145分で準備を完了することとしている（ホース敷設距離が長くなる敷地南側の防潮堤沿いのルートでホースを敷設した場合は、210分に対応することとしている）。</p> <p>放水段階では、<u>重大事故等対応要員</u>5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を5m³配備し、泡消火開始から約20分の泡消火が可能である。</p> <p>泡消火剤は、放水流量（約1,338m³/h）の1%濃度で自動注入となる。</p> <p>円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、<u>可搬型照明</u>、通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）</u>の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p>	<p>相違理由②⑤⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑤⑩</p> <p>相違理由⑩</p> <p>相違理由②⑩</p> <p>相違理由②⑩ 設備の違いにより操作内容が異なる。</p> <p>相違理由②⑩⑫</p> <p>相違理由②⑤ 敷地の違いにより経路の記載、所要時間が異なる。</p> <p>相違理由②⑩ 放水用ポンプの違いから放水流量が異なるため、泡消火薬剤の配備量及び泡消火時間（目安）も異なる。</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したのちから泡消火を開始する。</p> <p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤備蓄車又は大型化学高所放水車は、<u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約900m³/hの流量で消火する。</u></p> <p><u>初期対応において、アクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、大型化学高所放水車より車両の移動が容易で、機動性が高い化学消防自動車を優先する。</u></p> <p><u>建屋等高所への消火活動を行える場合、大型化学高所放水車による泡消火を行う。</u></p> <p>使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車又は大型化学高所放水車は、<u>防火水槽、消火栓（淡水タンク）のうち、準備時間が短く、大容量である防火水槽を優先する。防火水槽、消火栓（淡水タンク）が使用できなければ海水を使用する。</u></p> <p><u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</u></p> <p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>原子炉建屋トップベントに関する手順は「<u>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</u>」にて整備する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p><u>大容量送水車等の車両への燃料補給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p>	<p>b. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したのちから泡消火を開始する。</p> <p>化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は、<u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約1,338m³/hの流量で消火する。</u></p> <p>使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車は、<u>防火水槽、消火栓（原水タンク）のうち、準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。</u></p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、泡混合器及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</u></p> <p>1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>原子炉建屋からの水素の排出に関する手順は、「<u>2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応 別冊Ⅰ. 具体的対応の共通事項</u>」にて整備する。</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p><u>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）等の車両への燃料補給に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</u></p>	<p>相違理由②④⑤</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>相違理由④</p> <p>相違理由②④⑥</p> <p>相違理由②⑤</p> <p>東二は、原子炉建屋からの水素の排出には、ブローアウトパネルを開放する運用としている。</p> <p>相違理由②</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）					東海第二					備考		
第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対応設備，手順書一覧					第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段，対応設備，手順書一覧（1/2）					相違理由②④⑤⑦⑨		
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
			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 ※1	重大事故等対処設備					多様なハザード対応手順 「大容量送水車（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」			可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット 燃料給油設備※1
	ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備						重大事故等対策要領	
	海洋への放射性物質の拡散抑制	放射線物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶（汚濁防止膜設置用）		重大事故等対処設備	海洋への放射性物質の拡散抑制				汚濁防止膜	重大事故等対処設備		重大事故等対策要領
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
			大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備					多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	放射線物質吸着材		自主対策設備
航空機燃料火災への泡消火	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤備蓄車 大型化学高所放水車	自主対策設備	初期対応における延焼防止処置									

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二					備考
第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順						
対応手段，対応設備，手順書一覧（2／2）						
	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
			可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 泡混合器 SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット 燃料給油設備※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領	
	-	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク） 防火水槽		自主対策設備	防火管理要領※2 重大事故等対策要領
※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。						
※2 消防法に基づく社内規程						

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)			東海第二			備考		
第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器			第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器			相違理由②⑨		
監視計器一覧 (1/3)			監視計器一覧 (1/4)					
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)			
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制					
「大容量送水車 (原子炉建屋放水設備) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (D/W)	格納容器内雰囲気放射線レベル (a) (S/C)			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (D/W)	格納容器内雰囲気放射線レベル (b) (S/C)			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力容器温度	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)		
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 広帯域)	原子炉水位 (SA 燃料域)		
			原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (SA 燃料域)	原子炉水位 (SA 燃料域)			
	操作	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量		
			原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量		
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力		
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度		
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視		
屋外の放射線量	屋外の放射線量	屋外の放射線量	屋外の放射線量	屋外の放射線量				
			重大事故等対策要領					
			判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)		
				原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度			
				原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 広帯域)	原子炉水位 (SA 燃料域)
				原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	
				使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	
			操作	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量		
				原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力		
				原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度		
				使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視		
				原子炉建屋周辺の放射線量率	原子炉建屋周辺の放射線量率	原子炉建屋周辺の放射線量率		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二		備考	
	監視計器一覧 (2/4)			
	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
	1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み			
	重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
原子炉圧力容器への注水量			高压代替注水系統流量 低压代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)			
操作	-			

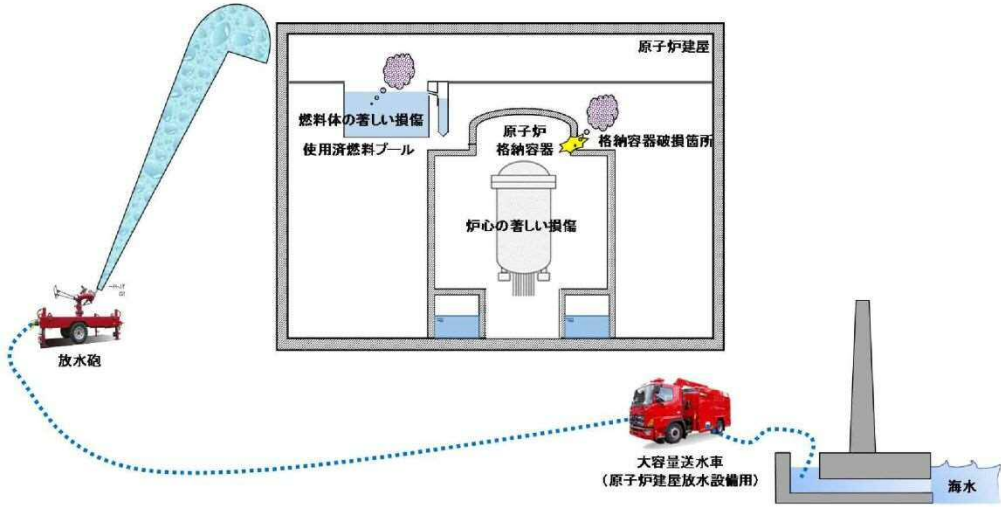
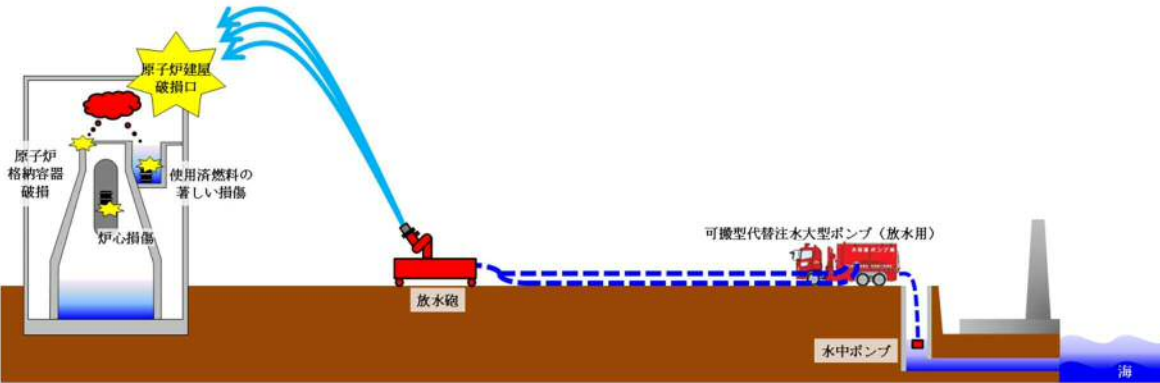
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)			東海第二			備考
監視計器一覧 (2/3)			監視計器一覧 (3/4)			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			
多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(a) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(a) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(b) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(b) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉压力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系(a) 系統流量 残留熱除去系(b) 系統流量 残留熱除去系(c) 系統流量 高压炉心注水系(b) 系統流量 高压炉心注水系(c) 系統流量		原子炉压力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対策要領	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			
多様なハザード対応手順 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(a) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(a) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(b) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(b) (S/C)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
		原子炉压力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系(a) 系統流量 残留熱除去系(b) 系統流量 残留熱除去系(c) 系統流量 高压炉心注水系(b) 系統流量 高压炉心注水系(c) 系統流量		原子炉压力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)	
操作			操作			

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)			東海第二			備考
監視計器一覧 (3/3)			監視計器一覧 (4/4)			
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初動対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火			1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制			
多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」	判断基準	-	重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	操作	-			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
					原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
					原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレー系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレー系系統流量
					使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)	
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置			1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置			
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2) 航空機燃料火災への泡消火 a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用), 放水砲, 泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火			防火管理要領	判断基準	-	
多様なハザード対応手順 「航空機燃料火災への泡消火」			重大事故等対策要領	操作	-	
	判断基準	-	1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2) 航空機燃料火災への対応 a. 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による航空機燃料火災への泡消火			
	操作	-	重大事故等対策要領	判断基準	-	
				操作	-	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
 <p data-bbox="296 955 1023 997">第1.12.1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図</p>	 <p data-bbox="1469 850 2300 892">第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図</p>	<p data-bbox="2656 252 2715 283">備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

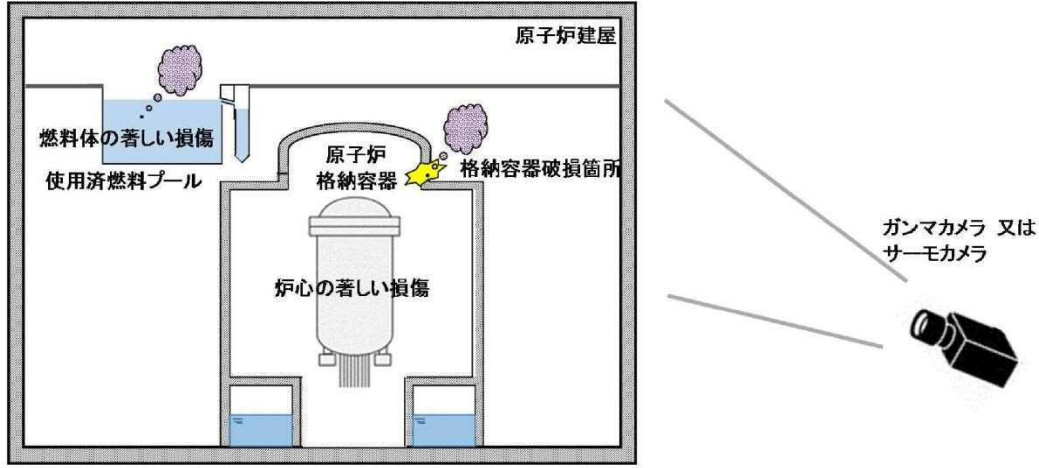
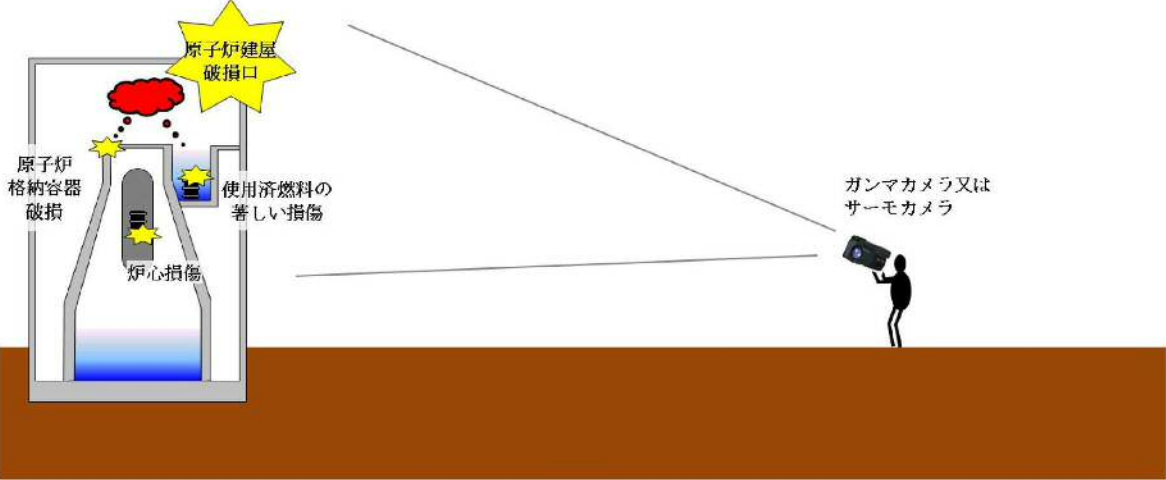
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考																																																																																																																																																																																																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="6">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th> <th>40</th> <th>60</th> <th>80</th> <th>100</th> <th>120</th> <th>140</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="8" style="text-align:center;">大気への放射性物質の拡散抑制</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="5">緊急時対策委員</td> <td>移動</td> <td colspan="6" rowspan="2">130分</td> <td rowspan="5">※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒瀬側高台保管場所までの移動)</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">高台保管場所から現場への車両運搬</td> </tr> <tr> <td>ホース敷設</td> <td colspan="6">(大容量送水車~放水砲へのホース敷設)</td> </tr> <tr> <td>取水ポンプ設置</td> <td colspan="6">取水ポンプ設置</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">700m以内(南ルート~6号炉)</td> <td rowspan="3">700m以内(南ルート~6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒瀬側高台保管場所までの移動)</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">大容量送水準備付随作業</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉)</td> <td rowspan="2">1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">高台保管場所から現場への車両運搬</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他</td> <td rowspan="2">放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他 水張り 送水ポンプ起動・スプレー開始 (要員8名のうち5名で拡散抑制実施)</td> </tr> <tr> <td>移動</td> <td colspan="6">高台保管場所から現場への車両運搬</td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						備考	20	40	60	80	100	120	140	大気への放射性物質の拡散抑制								大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策委員	移動	130分						※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分	移動	(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒瀬側高台保管場所までの移動)						移動	高台保管場所から現場への車両運搬						ホース敷設	(大容量送水車~放水砲へのホース敷設)						取水ポンプ設置	取水ポンプ設置						移動	700m以内(南ルート~6号炉)						700m以内(南ルート~6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分	移動	(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒瀬側高台保管場所までの移動)						移動	大容量送水準備付随作業						移動	1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉)						1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分	移動	高台保管場所から現場への車両運搬						移動	放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他						放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他 水張り 送水ポンプ起動・スプレー開始 (要員8名のうち5名で拡散抑制実施)	移動	高台保管場所から現場への車両運搬						<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="6">経過時間(分)</th> <th colspan="6">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>30</th> <th>60</th> <th>90</th> <th>120</th> <th>150</th> <th>180</th> <th>210</th> <th>240</th> <th>6</th> <th>9</th> <th>12</th> <th>15</th> <th>18</th> <th>21</th> <th>24</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>手順の項目</td> <td>要員(数)</td> <td colspan="12"> 手順着手判断・指示 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始 116分 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始 6時間 放射線物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始 </td> <td>備考</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td colspan="12"> 出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→SA用海水ピット) 水中ポンプ設置 ホース敷設(※2、※3) 放水砲設置、ホース敷設準備(※4) ホース接続 送水準備 放水開始 </td> <td> ※1 防護員着用、保管場所への移動、使用する設備の準備 ※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理棟南側を迂回するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を迂回するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分(メンテナンスの25分を含む) ・放水開始：210分 </td> </tr> <tr> <td>ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の検出</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td colspan="12"> 出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→放水砲設置位置) 漏えい箇所確認(1箇所目) 漏えい箇所確認(2箇所目)(※5) </td> <td> ※3 当該作業終了後、放水作業を行わない場合は汚濁防止膜設置作業に合流する。 </td> </tr> <tr> <td>汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td colspan="12"> 出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→雨水排水路集水棟) 汚濁防止膜1重目設置(雨水排水路集水棟-8) 移動(雨水排水路集水棟-8→タービン建屋東側) 浮き上がり部への足場台設置 汚濁防止膜運搬(人力、5本) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-A) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-B) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-C) 汚濁防止膜設置(※6) </td> <td> ※4 当該作業終了後、汚濁防止膜設置作業に合流する。 ※5 当該作業終了後、放水砲設置作業を実施する。 ※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置 </td> </tr> <tr> <td>放射線物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td colspan="12">放射線物質吸着剤設置(雨水排水路集水棟-1~10、10箇所)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						経過時間(時間)						備考	30	60	90	120	150	180	210	240	6	9	12	15	18	21	24	手順の項目	要員(数)	手順着手判断・指示 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始 116分 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始 6時間 放射線物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始												備考	可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→SA用海水ピット) 水中ポンプ設置 ホース敷設(※2、※3) 放水砲設置、ホース敷設準備(※4) ホース接続 送水準備 放水開始												※1 防護員着用、保管場所への移動、使用する設備の準備 ※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理棟南側を迂回するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を迂回するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分(メンテナンスの25分を含む) ・放水開始：210分	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の検出	重大事故等対応要員	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→放水砲設置位置) 漏えい箇所確認(1箇所目) 漏えい箇所確認(2箇所目)(※5)												※3 当該作業終了後、放水作業を行わない場合は汚濁防止膜設置作業に合流する。	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→雨水排水路集水棟) 汚濁防止膜1重目設置(雨水排水路集水棟-8) 移動(雨水排水路集水棟-8→タービン建屋東側) 浮き上がり部への足場台設置 汚濁防止膜運搬(人力、5本) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-A) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-B) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-C) 汚濁防止膜設置(※6)												※4 当該作業終了後、汚濁防止膜設置作業に合流する。 ※5 当該作業終了後、放水砲設置作業を実施する。 ※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置	放射線物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	放射線物質吸着剤設置(雨水排水路集水棟-1~10、10箇所)													備考
手順の項目	要員(数)			経過時間(分)							備考																																																																																																																																																																																																																				
		20	40	60	80	100	120	140																																																																																																																																																																																																																							
大気への放射性物質の拡散抑制																																																																																																																																																																																																																															
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策委員	移動	130分						※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート~7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分																																																																																																																																																																																																																						
		移動								(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒瀬側高台保管場所までの移動)																																																																																																																																																																																																																					
		移動	高台保管場所から現場への車両運搬																																																																																																																																																																																																																												
		ホース敷設	(大容量送水車~放水砲へのホース敷設)																																																																																																																																																																																																																												
		取水ポンプ設置	取水ポンプ設置																																																																																																																																																																																																																												
移動	700m以内(南ルート~6号炉)						700m以内(南ルート~6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分																																																																																																																																																																																																																								
移動	(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒瀬側高台保管場所までの移動)																																																																																																																																																																																																																														
移動	大容量送水準備付随作業																																																																																																																																																																																																																														
移動	1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉)						1,050m以内(北ルート~6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分																																																																																																																																																																																																																								
移動	高台保管場所から現場への車両運搬																																																																																																																																																																																																																														
移動	放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他						放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他 水張り 送水ポンプ起動・スプレー開始 (要員8名のうち5名で拡散抑制実施)																																																																																																																																																																																																																								
移動	高台保管場所から現場への車両運搬																																																																																																																																																																																																																														
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)						経過時間(時間)						備考																																																																																																																																																																																																																	
		30	60	90	120	150	180	210	240	6	9	12	15		18	21	24																																																																																																																																																																																																														
手順の項目	要員(数)	手順着手判断・指示 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始 116分 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(優先箇所、1重)開始 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制(12箇所、2重)開始 6時間 放射線物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制(10箇所)開始												備考																																																																																																																																																																																																																	
可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→SA用海水ピット) 水中ポンプ設置 ホース敷設(※2、※3) 放水砲設置、ホース敷設準備(※4) ホース接続 送水準備 放水開始												※1 防護員着用、保管場所への移動、使用する設備の準備 ※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理棟南側を迂回するルートでホース敷設が200m以内】 ・ホース敷設：10分 ・放水開始：145分 【敷地南側を迂回するルートでホース敷設が1,000m以内】 ・ホース敷設：75分(メンテナンスの25分を含む) ・放水開始：210分																																																																																																																																																																																																																	
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の検出	重大事故等対応要員	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→放水砲設置位置) 漏えい箇所確認(1箇所目) 漏えい箇所確認(2箇所目)(※5)												※3 当該作業終了後、放水作業を行わない場合は汚濁防止膜設置作業に合流する。																																																																																																																																																																																																																	
汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	出動準備(南側保管場所への移動を含む)(※1) 移動(南側保管場所→雨水排水路集水棟) 汚濁防止膜1重目設置(雨水排水路集水棟-8) 移動(雨水排水路集水棟-8→タービン建屋東側) 浮き上がり部への足場台設置 汚濁防止膜運搬(人力、5本) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-A) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-B) 汚濁防止膜1重目設置(放水路-C) 汚濁防止膜設置(※6)												※4 当該作業終了後、汚濁防止膜設置作業に合流する。 ※5 当該作業終了後、放水砲設置作業を実施する。 ※6 優先箇所は2重目を設置、その他は2重で設置																																																																																																																																																																																																																	
放射線物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	重大事故等対応要員	放射線物質吸着剤設置(雨水排水路集水棟-1~10、10箇所)																																																																																																																																																																																																																													
相違理由⑬																																																																																																																																																																																																																															

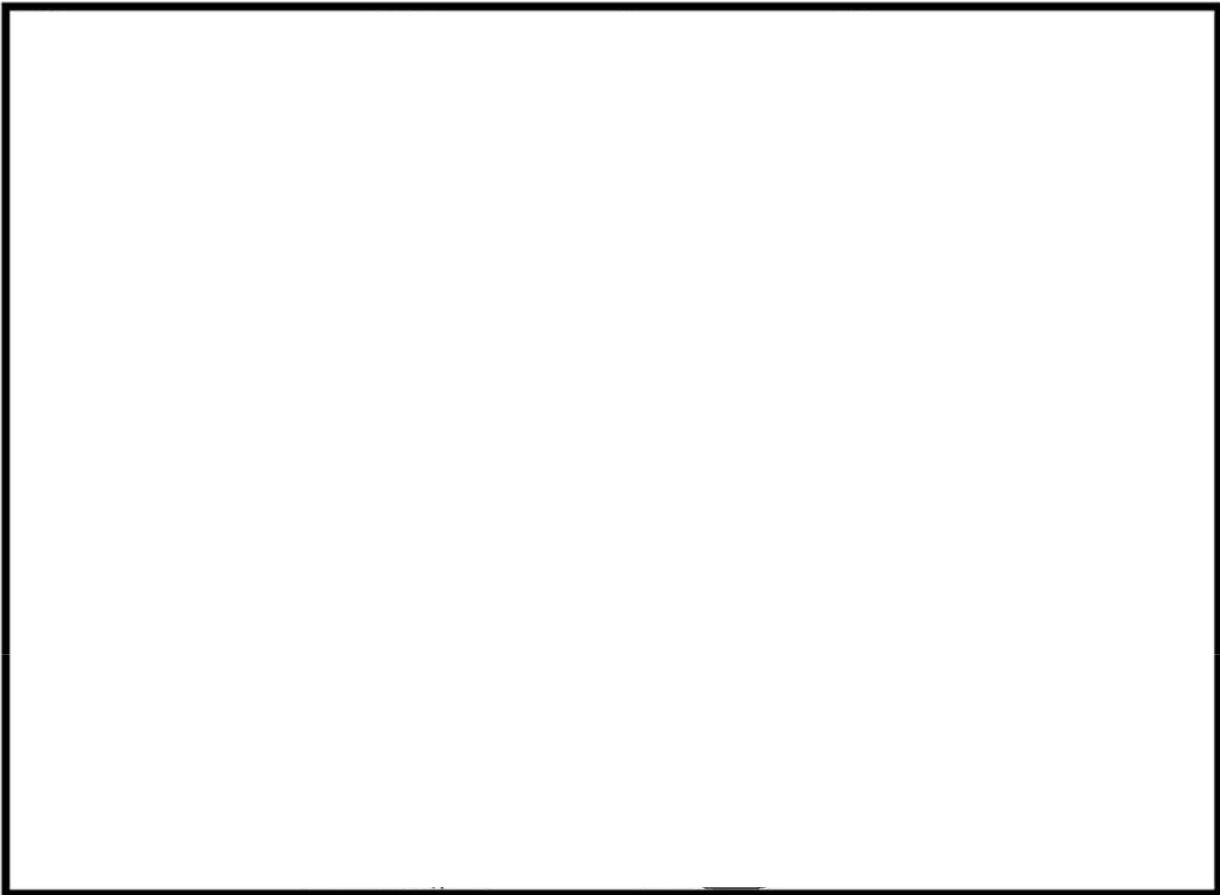
第 1.12.2 図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート

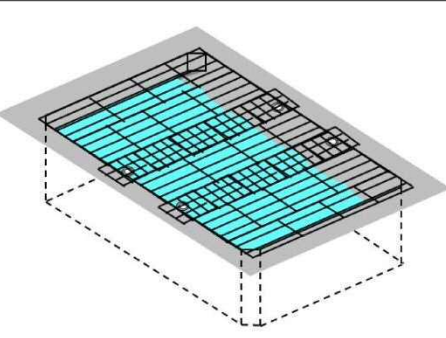
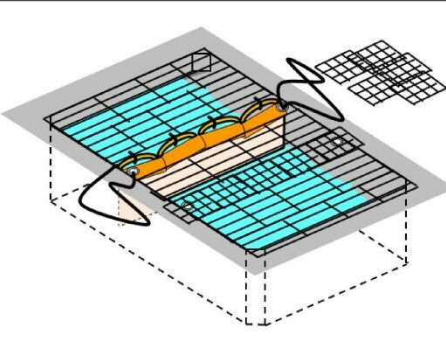
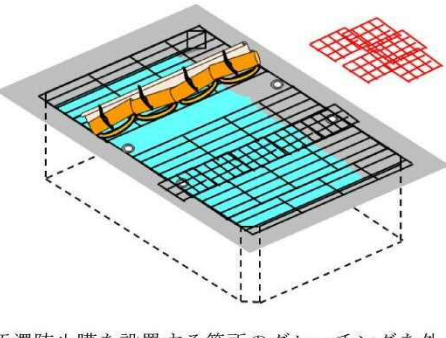
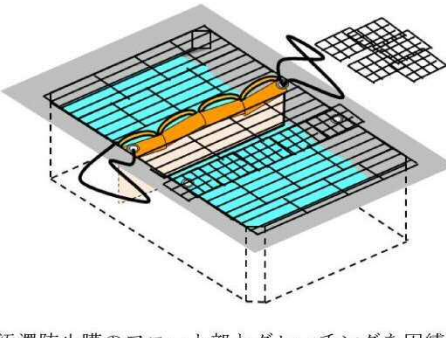
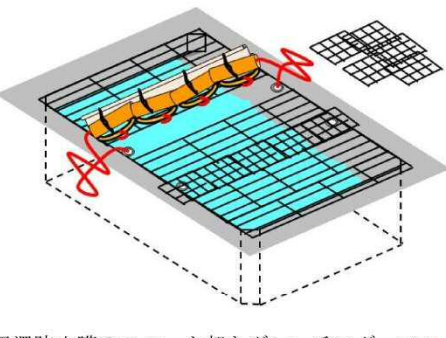
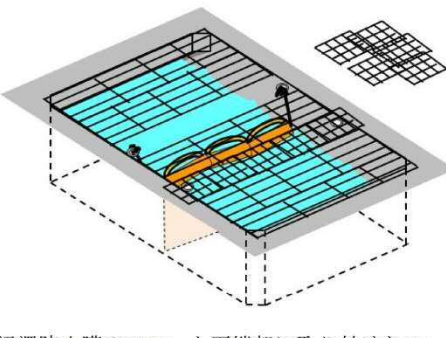
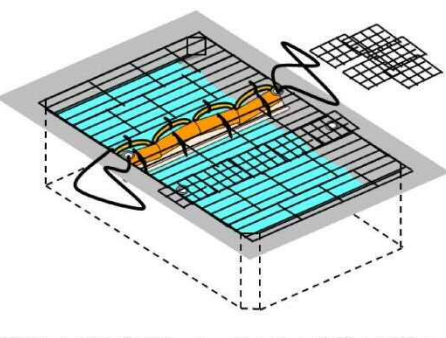
第1.12-2図 発電所外への放射性物質の拡散抑制タイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<div data-bbox="468 323 1107 365" style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;"> <p>枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div> <div data-bbox="231 411 1062 1894" style="border: 1px solid black; height: 700px; margin-top: 20px;"> </div> <div data-bbox="1074 520 1151 1789" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 20px; top: 248px;"> <p>第1.12.3図 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 ホース敷設ルート図</p> </div>	<div data-bbox="1338 369 2445 1192" style="border: 1px solid black; height: 390px; margin-top: 20px;"> </div> <div data-bbox="1347 1222 2415 1390" style="margin-top: 20px;"> <p>第1.12-3図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

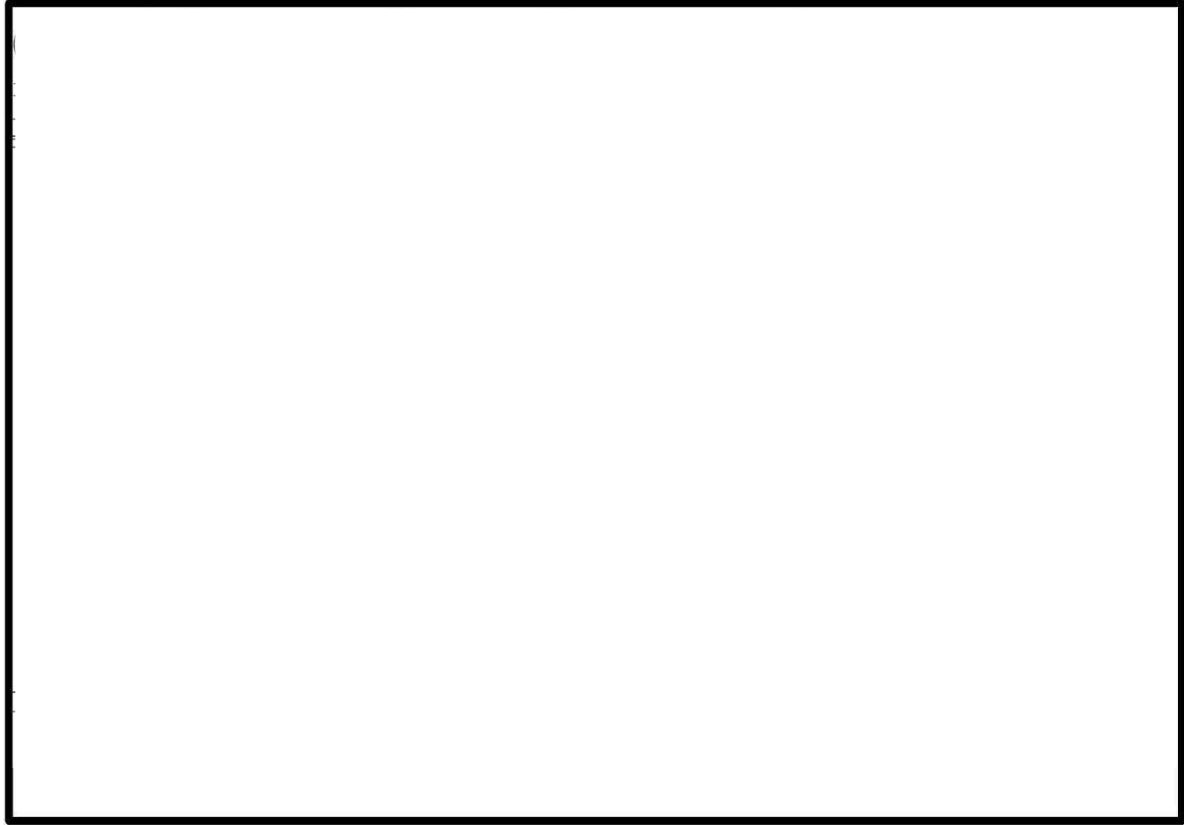
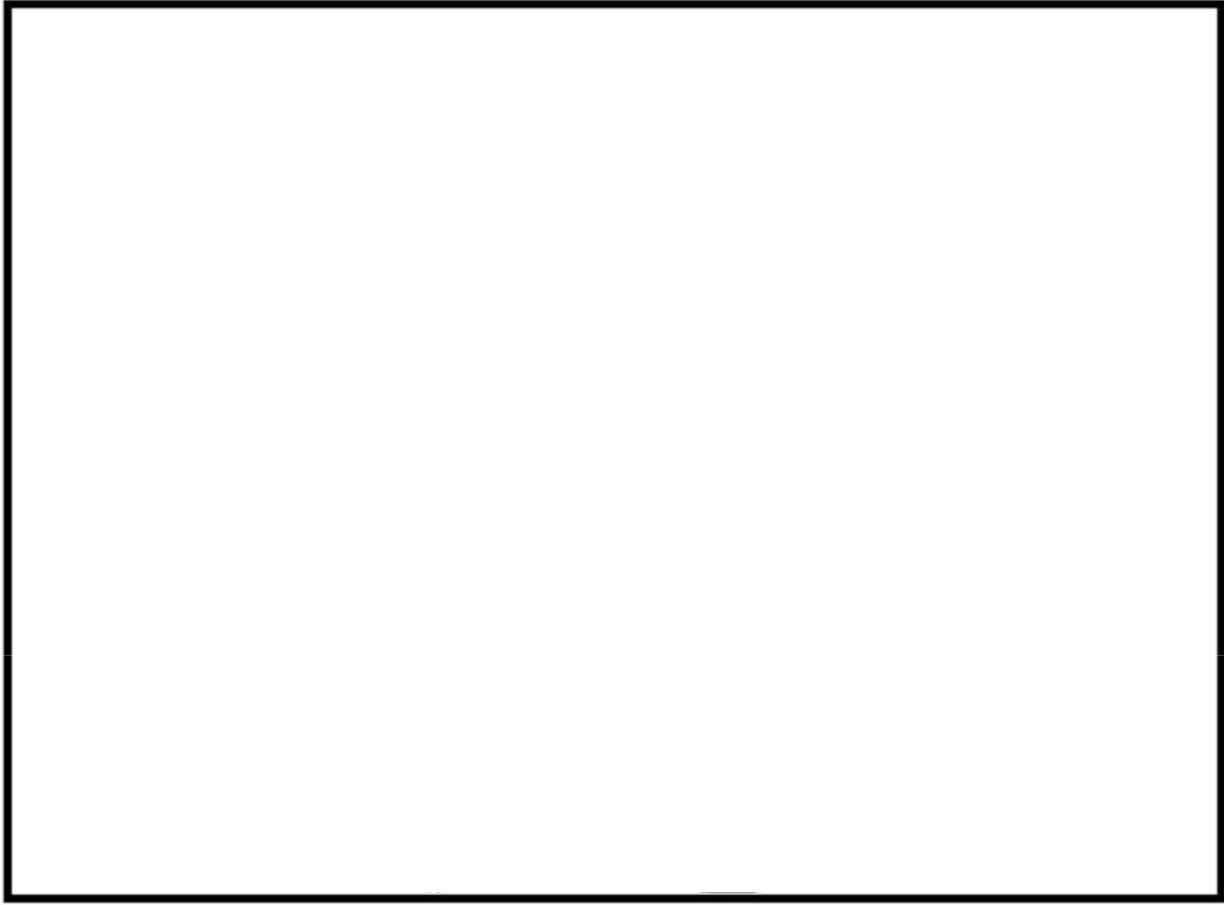
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																			
																																					
<p>第 1.12.4 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概略図</p>	<p>第 1.12-4 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順の概要図</p>																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="4">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th> <th>40</th> <th>60</th> <th>80</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="7">ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み作業開始 ▽ 60分</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み</td> <td rowspan="3">緊急時対策要員 2</td> <td>移動</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置準備</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>測定</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)				備考	20	40	60	80	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み作業開始 ▽ 60分							ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	緊急時対策要員 2	移動					設置準備					測定						<p>相違理由⑬</p>
手順の項目			要員(数)	経過時間(分)				備考																													
	20	40		60	80																																
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み作業開始 ▽ 60分																																					
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	緊急時対策要員 2	移動																																			
		設置準備																																			
		測定																																			
<p>第 1.12.5 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順 タイムチャート</p>																																					

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	 <p data-bbox="1596 1220 2169 1255">第1.12-5図 汚濁防止膜の設置位置図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二	備考
	<div style="display: flex; flex-direction: column;"> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>I</p>  </div> <div style="width: 48%;"> <p>V</p>  <p>汚濁防止膜のカーテン部を固縛していたロープを外し、カーテンを開放する。(④*)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>II</p>  <p>汚濁防止膜を設置する箇所のグレーチングを外し、脇に汚濁防止膜を置く。(②*)</p> </div> <div style="width: 48%;"> <p>VI</p>  <p>汚濁防止膜のフロート部とグレーチングを固縛していたロープを外し、フロート両端部のロープで保持する。(⑤*)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>III</p>  <p>汚濁防止膜のフロート部とグレーチング、フロート両端部と固定金具をロープで固縛する。(③*)</p> </div> <div style="width: 48%;"> <p>VII</p>  <p>汚濁防止膜のフロート両端部に取り付けたロープを徐々に操り出し、カーテン部のおもりを着底させ、汚濁防止膜を設置する。(⑤*)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>IV</p>  <p>汚濁防止膜を転がして、雨水排水路集水榩等内に吊り下げる。(③*)</p> </div> <div style="width: 48%;"> <p>VIII</p> <p>以降、同様の手順にて 2 重目の汚濁防止膜を設置する。(⑥*)</p> </div> </div> <p>※ 括弧内の丸数字は、本文記載の操作手順における番号を示す。</p> </div>	<p>東二は、汚濁防止膜の設置手順が複雑なので、補足説明用の概要図を作成した。</p>

第 1.12-6 図 汚濁防止膜設置手順の概要図

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

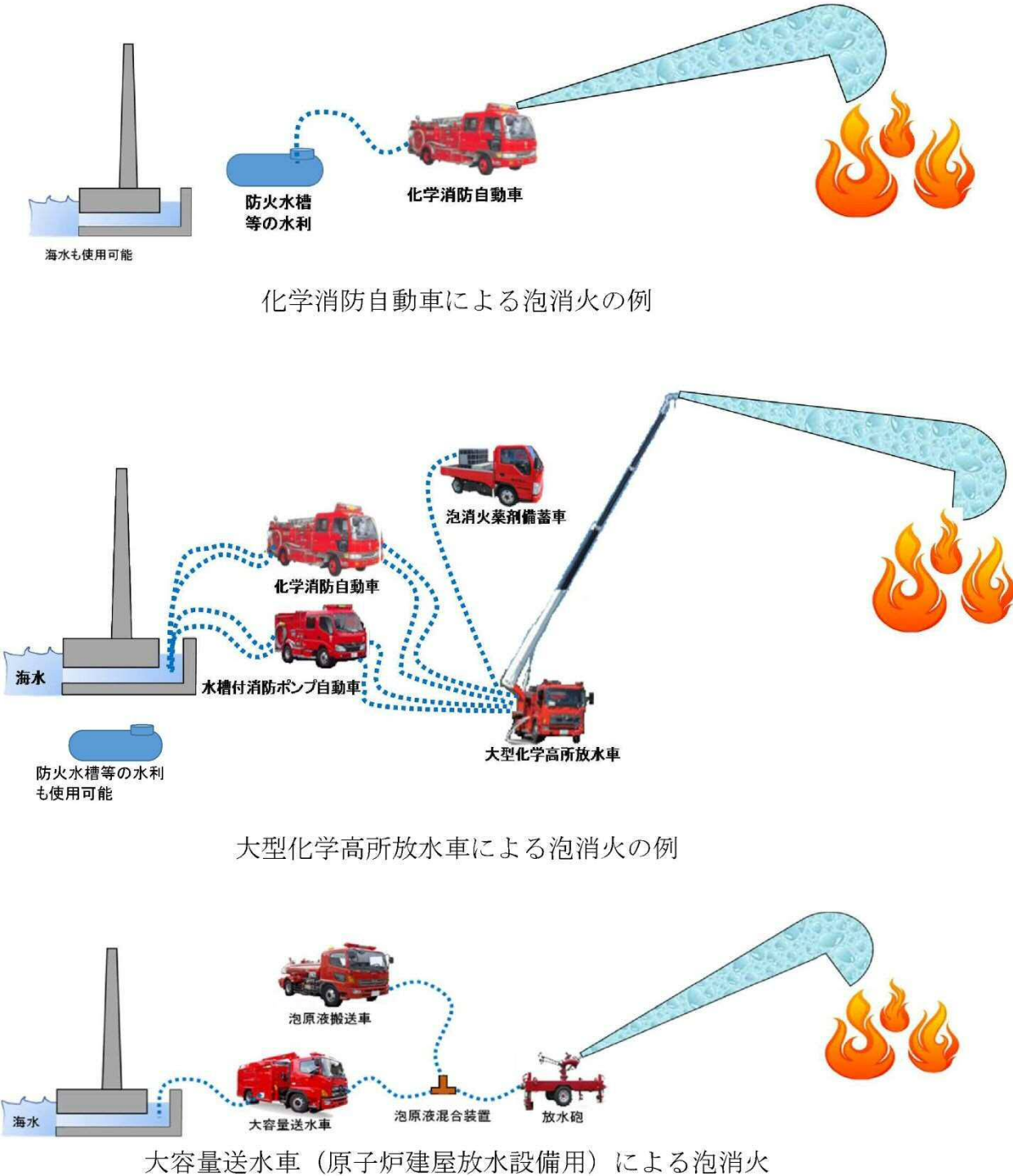
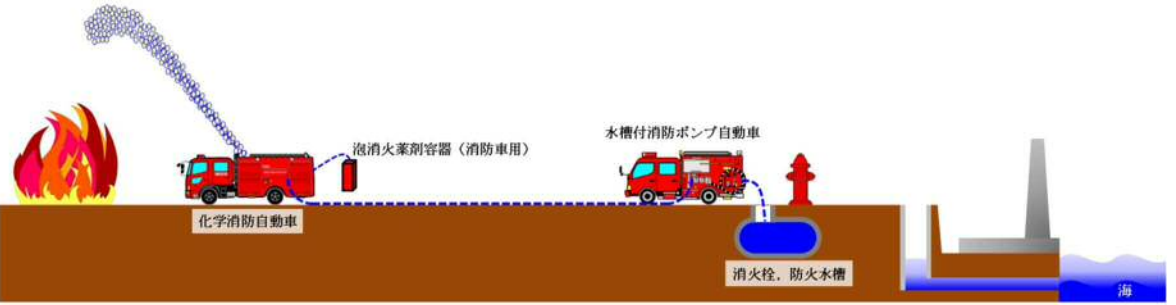
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考																																																																																																													
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。																																																																																																															
		備考																																																																																																													
第 1.12.6 図 放射性物質吸着材の設置位置図	第 1.12-7 図 放射性物質吸着材の設置位置図																																																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th><th>40</th><th>60</th><th>80</th><th>100</th><th>120</th><th>140</th><th>160</th><th>180</th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="12" style="text-align: center;">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分</td> <td rowspan="5"> ※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 </td> </tr> <tr> <td colspan="12" style="text-align: center;">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約100分</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制</td> <td rowspan="4">緊急時対策要員 4</td> <td style="background-color: #00aaff;">移動</td><td></td><td></td><td></td><td style="background-color: #00aaff;">移動</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td><td style="background-color: #00aaff;">吸着材搬入</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td style="background-color: #00aaff;">搬付 (6号)</td><td>(6号雨水排水路集水棟)</td><td></td><td></td><td></td><td style="background-color: #00aaff;">搬付 (5号)</td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td style="background-color: #00aaff;">搬付 (7号)</td><td>(7号雨水排水路集水棟)</td><td></td><td></td><td></td><td style="background-color: #00aaff;">搬付 (5号)</td><td>(5号雨水排水路集水棟)</td><td></td> </tr> <tr> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td style="background-color: #00aaff;">搬付 (フラッシュゲート入) (3分)</td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table>			手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	20	40	60	80	100	120	140	160	180		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分												※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約100分												放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 4	移動				移動								吸着材搬入															搬付 (6号)	(6号雨水排水路集水棟)				搬付 (5号)							搬付 (7号)	(7号雨水排水路集水棟)				搬付 (5号)	(5号雨水排水路集水棟)											搬付 (フラッシュゲート入) (3分)		
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考																																																																																																			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180																																																																																																					
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分												※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。																																																																																																			
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (優先設置2箇所)約100分																																																																																																															
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 4	移動				移動																																																																																																									
			吸着材搬入																																																																																																												
						搬付 (6号)	(6号雨水排水路集水棟)				搬付 (5号)																																																																																																				
						搬付 (7号)	(7号雨水排水路集水棟)				搬付 (5号)	(5号雨水排水路集水棟)																																																																																																			
									搬付 (フラッシュゲート入) (3分)																																																																																																						
第 1.12.7 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材) タイムチャート																																																																																																															

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成29年12月18日)	東海第二	備考																																																																					
<div style="border: 2px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> 枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。 </div> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 300px; margin: 10px auto;"></div>																																																																							
第 1.12.8 図 汚濁防止膜の設置位置図																																																																							
手順の項目 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th colspan="4">経過時間(時間)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>20</th><th>40</th><th>60</th><th>80</th><th>100</th><th>120</th><th>140</th><th>160</th><th>180</th><th>200</th> <th>12</th><th>14</th><th>16</th><th>18</th><th>20</th><th>22</th><th>24</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6</td> <td>移動</td><td>積込・運搬</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>7</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table>	要員(数)	経過時間(分)										経過時間(時間)				備考	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	12	14	16	18	20	22	24	6	移動	積込・運搬																7																		※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。
要員(数)	経過時間(分)										経過時間(時間)				備考																																																								
	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	12	14	16	18		20	22	24																																																					
6	移動	積込・運搬																																																																					
7																																																																							
第 1.12.9 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (汚濁防止膜) タイムチャート																																																																							
相違理由⑬																																																																							

【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
<p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行うと判断した場合</p> <p>①放射性物質吸着材設置作業 (緊急時対策要員:4名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹 2箇所 (6号炉, 7号炉) への放射性物質吸着材の設置</p> <p>放水砲による放水開始前までに必要な手順</p> <p>②放射性物質吸着材設置作業 (緊急時対策要員:4名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹 1箇所 (5号炉), フラップゲート入口 3箇所への放射性物質吸着材の設置</p> <p>③汚濁防止膜設置作業 (緊急時対策要員:6名) (操作概要) ・北放水口への汚濁防止膜の設置 (1重目)</p> <p>④汚濁防止膜設置作業 (緊急時対策要員及び参集要員:13名) (操作概要) ・取水口 (3箇所) への汚濁防止膜の設置 (1重目)</p> <p>⑤汚濁防止膜設置作業 (緊急時対策要員及び参集要員:13名) (操作概要) ・北放水口、取水口 (3箇所) (合計 4箇所) への汚濁防止膜の設置 (2重目)</p> <p>②, ③の作業は, 異なる要員で対応できる場合は, 並行して実施することが可能。</p> <p>第 1.12.10 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ</p>	<p>可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行うと判断した場合</p> <p>①汚濁防止膜設置作業 (重大事故等対応要員 5名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹-8への汚濁防止膜 (1重) の設置 ・放水路-A~Cへの汚濁防止膜 (1重) の設置</p> <p>放水砲による放水開始までに実施する手順</p> <p>③汚濁防止膜設置作業 (重大事故等対応要員 9名) (操作概要) ・放水路-A~Cへの汚濁防止膜 (2重目) の設置 ・雨水排水路集水樹-8への汚濁防止膜 (2重目) の設置 ・雨水排水路集水樹-1~7, 9への汚濁防止膜 (2重) の設置</p> <p>④放射性物質吸着材設置作業 (重大事故等対応要員 9名) (操作概要) ・雨水排水路集水樹-1~10への放射性物質吸着材の設置</p> <p>第 1.12-8 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ</p>	<p>備考</p> <p>相違理由③</p>

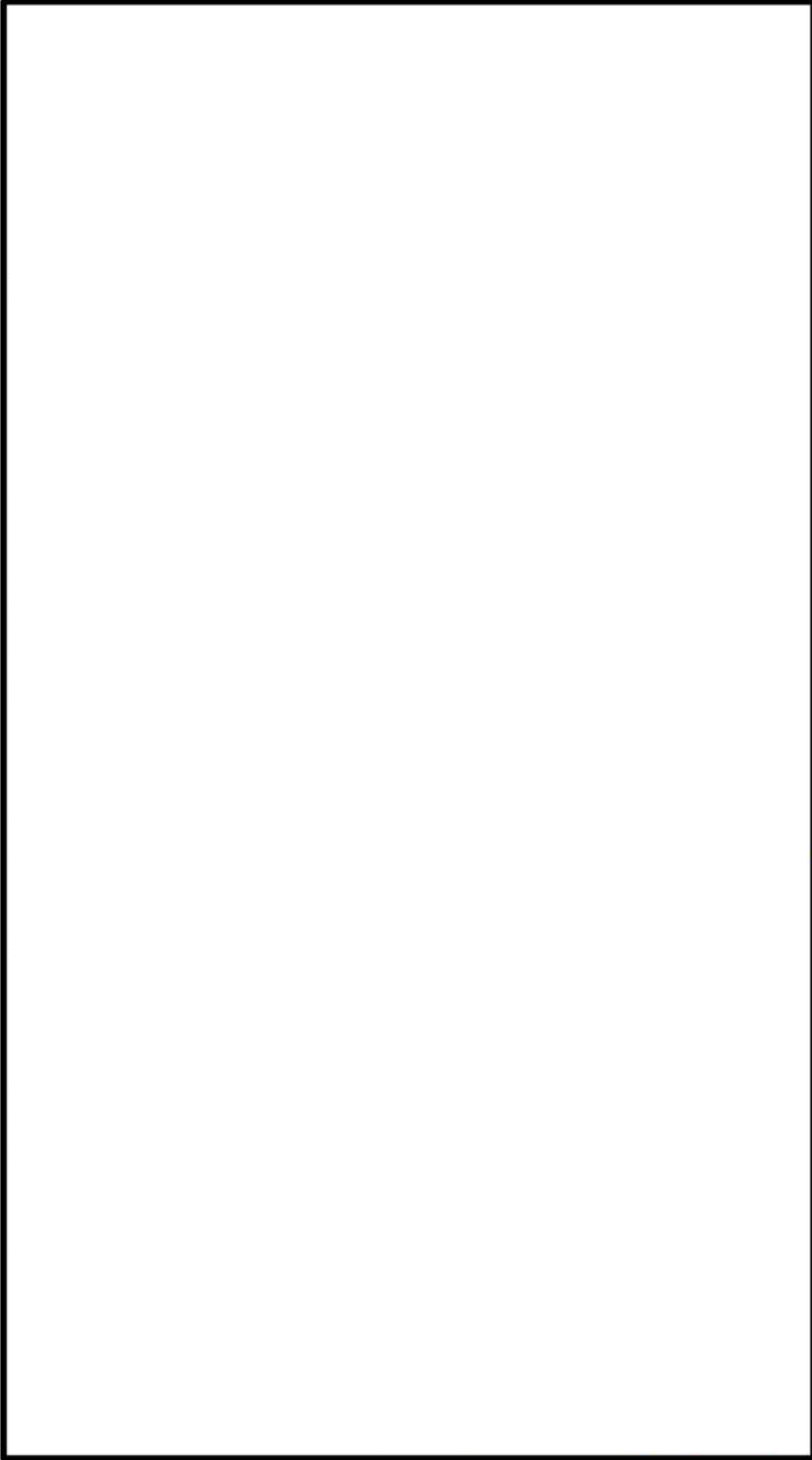

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)	東海第二	備考
 <p>化学消防自動車による泡消火の例</p> <p>大型化学高所放水車による泡消火の例</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火</p> <p>第 1.12.11 図 航空機燃料火災への対応の概要図</p>	 <p>第1.12-9図 初期対応における延焼防止処置概要図</p>	<p>東二は、「初期対応における延焼防止処置」のみの概要図とした。</p>

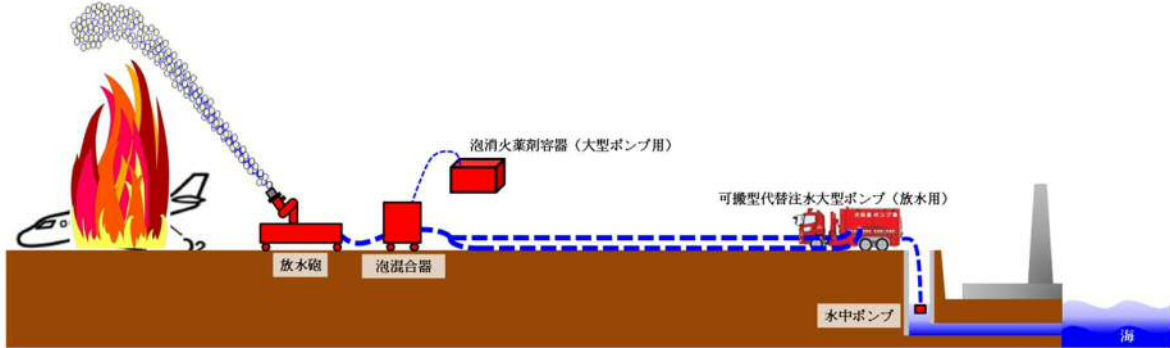
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表
 【対象項目：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29年 12月 18日)		東海第二		備考																																																																																																																																																						
航空機衝突による航空機燃料火災時の手順	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車による初期消火開始</td> <td></td> <td>35分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>大型化学高所放水車による初期消火開始</td> <td></td> <td>55分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>大容量送水車及び放水砲による泡消火開始</td> <td></td> <td>130分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)</td> <td>2</td> <td></td> <td>※自衛消防隊の自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動は、10分と想定する。</td> </tr> <tr> <td>荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(化学消防自動車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設(化学消防自動車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>化学消防自動車による初期消火及び延焼防止</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>適宜, 化学消防自動車へ泡薬剤補給</td> <td></td> <td></td> <td>※緊急時対策要員の大量側高台保管場所への移動は、20分と想定する。</td> </tr> <tr> <td>移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)</td> <td>2</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(泡消火薬剤備蓄車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設(化学消防自動車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>化学消防自動車による初期消火及び延焼防止</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>適宜, 化学消防自動車へ泡薬剤補給</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)</td> <td>2</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(水槽付消防ポンプ自動車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設(化学消防自動車ホース敷設後大型化学高所放水車使用のための準備)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>車両引取り(大型化学高所放水車, 泡原液搬送車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>大型化学高所放水車起動準備</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>大型化学高所放水車による初期消火及び延焼防止</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>適宜, 化学消防自動車及び大型化学高所放水車へ泡薬剤補給</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)</td> <td>3</td> <td></td> <td>※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート～7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分</td> </tr> <tr> <td>車両配置・引渡し(大型化学高所放水車, 泡原液搬送車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水ポンプ設置</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)</td> <td>3</td> <td></td> <td>700m以内(南ルート～6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分</td> </tr> <tr> <td>荒浜側高台保管場所から現場への車両移動(大容量送水車)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水ポンプ設置</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)</td> <td>2</td> <td></td> <td>1,050m以内(北ルート～6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分</td> </tr> <tr> <td>大容量送水準備付随作業</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>資機材積み込み, 高台保管場所から現場への車両運搬</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>放水砲の配置, エルボ・ブリッジ運搬配置他</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>水張り</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送水ポンプ起動・スプレー開始</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">(要員8名のうち5名で消火実施)</td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	化学消防自動車による初期消火開始		35分		大型化学高所放水車による初期消火開始		55分		大容量送水車及び放水砲による泡消火開始		130分		移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2		※自衛消防隊の自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動は、10分と想定する。	荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(化学消防自動車)				ホース敷設(化学消防自動車)				化学消防自動車による初期消火及び延焼防止				適宜, 化学消防自動車へ泡薬剤補給			※緊急時対策要員の大量側高台保管場所への移動は、20分と想定する。	移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2			荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(泡消火薬剤備蓄車)				ホース敷設(化学消防自動車)				化学消防自動車による初期消火及び延焼防止				適宜, 化学消防自動車へ泡薬剤補給				移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2			荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(水槽付消防ポンプ自動車)				ホース敷設(化学消防自動車ホース敷設後大型化学高所放水車使用のための準備)				車両引取り(大型化学高所放水車, 泡原液搬送車)				大型化学高所放水車起動準備				大型化学高所放水車による初期消火及び延焼防止				適宜, 化学消防自動車及び大型化学高所放水車へ泡薬剤補給				移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)	3		※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート～7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分	車両配置・引渡し(大型化学高所放水車, 泡原液搬送車)				ホース敷設				(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)				取水ポンプ設置				移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)	3		700m以内(南ルート～6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分	荒浜側高台保管場所から現場への車両移動(大容量送水車)				ホース敷設				(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)				取水ポンプ設置				移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2		1,050m以内(北ルート～6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分	大容量送水準備付随作業				資機材積み込み, 高台保管場所から現場への車両運搬				放水砲の配置, エルボ・ブリッジ運搬配置他				水張り				送水ポンプ起動・スプレー開始				(要員8名のうち5名で消火実施)				
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																																																																																																																																							
化学消防自動車による初期消火開始		35分																																																																																																																																																								
大型化学高所放水車による初期消火開始		55分																																																																																																																																																								
大容量送水車及び放水砲による泡消火開始		130分																																																																																																																																																								
移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2		※自衛消防隊の自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動は、10分と想定する。																																																																																																																																																							
荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(化学消防自動車)																																																																																																																																																										
ホース敷設(化学消防自動車)																																																																																																																																																										
化学消防自動車による初期消火及び延焼防止																																																																																																																																																										
適宜, 化学消防自動車へ泡薬剤補給			※緊急時対策要員の大量側高台保管場所への移動は、20分と想定する。																																																																																																																																																							
移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2																																																																																																																																																									
荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(泡消火薬剤備蓄車)																																																																																																																																																										
ホース敷設(化学消防自動車)																																																																																																																																																										
化学消防自動車による初期消火及び延焼防止																																																																																																																																																										
適宜, 化学消防自動車へ泡薬剤補給																																																																																																																																																										
移動 (自衛消防隊結め所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2																																																																																																																																																									
荒浜側高台保管場所から火災現場への車両移動(水槽付消防ポンプ自動車)																																																																																																																																																										
ホース敷設(化学消防自動車ホース敷設後大型化学高所放水車使用のための準備)																																																																																																																																																										
車両引取り(大型化学高所放水車, 泡原液搬送車)																																																																																																																																																										
大型化学高所放水車起動準備																																																																																																																																																										
大型化学高所放水車による初期消火及び延焼防止																																																																																																																																																										
適宜, 化学消防自動車及び大型化学高所放水車へ泡薬剤補給																																																																																																																																																										
移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)	3		※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート～7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分																																																																																																																																																							
車両配置・引渡し(大型化学高所放水車, 泡原液搬送車)																																																																																																																																																										
ホース敷設																																																																																																																																																										
(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)																																																																																																																																																										
取水ポンプ設置																																																																																																																																																										
移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)	3		700m以内(南ルート～6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分																																																																																																																																																							
荒浜側高台保管場所から現場への車両移動(大容量送水車)																																																																																																																																																										
ホース敷設																																																																																																																																																										
(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)																																																																																																																																																										
取水ポンプ設置																																																																																																																																																										
移動 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)	2		1,050m以内(北ルート～6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分																																																																																																																																																							
大容量送水準備付随作業																																																																																																																																																										
資機材積み込み, 高台保管場所から現場への車両運搬																																																																																																																																																										
放水砲の配置, エルボ・ブリッジ運搬配置他																																																																																																																																																										
水張り																																																																																																																																																										
送水ポンプ起動・スプレー開始																																																																																																																																																										
(要員8名のうち5名で消火実施)																																																																																																																																																										
緊急時対策要員	<table border="1"> <thead> <tr> <th>手順の項目</th> <th>要員(数)</th> <th>経過時間(分)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による泡消火</td> <td></td> <td>145分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>手順着手判断・指示</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置開始</td> <td></td> <td>20分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>消防服着用, 出動準備</td> <td>9</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>移動, 消火準備</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>延焼防止処置</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>出動準備(南側保管場所への移動を告)</td> <td>8</td> <td></td> <td>※1 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備等</td> </tr> <tr> <td>移動(南側保管場所→S A用海水ビツ)</td> <td>6</td> <td></td> <td>※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理施設周囲を經由するルートでホース敷設が200m以内】</td> </tr> <tr> <td>水中ポンプ設置</td> <td></td> <td></td> <td>・ホース敷設: 10分 ・放水開始: 145分 【敷設周囲を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】</td> </tr> <tr> <td>移動(南側保管場所→放水砲設置場所)</td> <td>2</td> <td></td> <td>・ホース敷設: 75分 (コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始: 210分</td> </tr> <tr> <td>放水砲設置, ホース敷設準備</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>泡混合器, 泡消火薬剤設置</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース敷設(※)</td> <td>6</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ホース接続</td> <td>5</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>送水準備</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>泡消火開始</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による泡消火		145分		手順着手判断・指示				化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置開始		20分		消防服着用, 出動準備	9			移動, 消火準備				延焼防止処置				出動準備(南側保管場所への移動を告)	8		※1 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備等	移動(南側保管場所→S A用海水ビツ)	6		※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理施設周囲を經由するルートでホース敷設が200m以内】	水中ポンプ設置			・ホース敷設: 10分 ・放水開始: 145分 【敷設周囲を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】	移動(南側保管場所→放水砲設置場所)	2		・ホース敷設: 75分 (コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始: 210分	放水砲設置, ホース敷設準備				泡混合器, 泡消火薬剤設置				ホース敷設(※)	6			ホース接続	5			送水準備				泡消火開始																																																																																								
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)	備考																																																																																																																																																							
可搬型代替注水大型ポンプ (放水用), 放水砲, 泡混合器及び泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) による泡消火		145分																																																																																																																																																								
手順着手判断・指示																																																																																																																																																										
化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器 (消防車用) による延焼防止処置開始		20分																																																																																																																																																								
消防服着用, 出動準備	9																																																																																																																																																									
移動, 消火準備																																																																																																																																																										
延焼防止処置																																																																																																																																																										
出動準備(南側保管場所への移動を告)	8		※1 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備等																																																																																																																																																							
移動(南側保管場所→S A用海水ビツ)	6		※2 ホース敷設距離により作業時間が異なる。 【廃棄物処理施設周囲を經由するルートでホース敷設が200m以内】																																																																																																																																																							
水中ポンプ設置			・ホース敷設: 10分 ・放水開始: 145分 【敷設周囲を經由するルートでホース敷設が1,000m以内】																																																																																																																																																							
移動(南側保管場所→放水砲設置場所)	2		・ホース敷設: 75分 (コンテナ積替えの25分を含む) ・放水開始: 210分																																																																																																																																																							
放水砲設置, ホース敷設準備																																																																																																																																																										
泡混合器, 泡消火薬剤設置																																																																																																																																																										
ホース敷設(※)	6																																																																																																																																																									
ホース接続	5																																																																																																																																																									
送水準備																																																																																																																																																										
泡消火開始																																																																																																																																																										

第1.12-10図 初期対応における延焼防止処置及び航空機燃料火災への泡消火タイムチャート

第 1.12.12 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
<p data-bbox="507 365 1115 407" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>  <p data-bbox="1053 489 1092 1864" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%);">第1.12.13図 水利の配置及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による泡消火 ホース敷設ルート図</p>	 <p data-bbox="1418 1245 2318 1276" style="text-align: center;">第1.12-11図 水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二	備考
	 <p data-bbox="1537 674 2228 709">第1.12-12図 航空機燃料火災への泡消火概要図</p> <div data-bbox="1326 854 2451 1686" style="border: 1px solid black; height: 396px; width: 379px; margin-top: 20px;"></div> <p data-bbox="1338 1717 2410 1753">第1.12-13図 航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設ルート図(例)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <p style="text-align: center;">＜ 目 次 ＞</p> <p>1.15.1 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. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備</p> <p>d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.15.2 重大事故等時の手順等</p> <p>1.15.2.1 監視機能喪失</p> <p>(1) 計器の故障</p> <p>(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合</p> <p>a. 代替パラメータによる推定</p> <p>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失</p> <p>a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電</p> <p>b. 常設代替交流電源設備、<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備からの給電</p> <p>c. 可搬型直流電源設備又は<u>直流給電車</u>からの給電</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順</p> <p>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <p style="text-align: center;">＜ 目 次 ＞</p> <p>1.15.1 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. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備</p> <p>d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備</p> <p>e. 手順等</p> <p>1.15.2 重大事故等時の手順等</p> <p>1.15.2.1 監視機能喪失</p> <p>(1) 計器の故障</p> <p>(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合</p> <p>a. 代替パラメータによる推定</p> <p>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失</p> <p>a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電</p> <p>b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電</p> <p>c. 可搬型代替直流電源設備からの給電</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順</p> <p>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p>	<p>備考</p> <p>対処設備の相違以降、同様の相違理由によるものは相違理由①と示す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p> </div> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>	<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p> </div> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>1.15.1 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>重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。</p> <p>なお、審査基準1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順において整理する。</p> <p>抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第1.15.1 図、第1.15.2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。</p> <p>さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第1.15.4 表に整理する。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。</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^{※2}を選定する。</p>	<p>1.15.1 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>重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。</p> <p>なお、審査基準1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順において整理する。</p> <p>抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。</p> <p>※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第1.15-1 図、第1.15-2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。</p> <p>さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第1.15-4 表に整理する。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。</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^{※2}を選定する。</p>	<p>備考</p> <p>図表付番の相違 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</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（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>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。 <p>また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。</p> <p>主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要計器 重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。 ・常用計器 	<p>※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p>選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（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>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。 <p>また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。</p> <p>主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要計器 重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。 ・常用計器 	<p>東二では以下としている。</p> <p>有効監視パラメータ：主要パラメータでSA設備としての要求を満足しないもの。</p> <p>常用代替監視パラメータ：代替パラメータでSA設備としての要求を満足しないもの。</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>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。</p> <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。 ・常用代替計器 代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。 <p>なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。</p> <p>以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第1.15_2表に示す。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。</p> <p>整理した結果を踏まえ、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。</p> <p>重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。</p> <p>a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{*3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第1.15_3表）。</p>	<p>主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。</p> <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。 ・常用代替計器 代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。 <p>なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。</p> <p>以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第1.15_2表に示す。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。</p> <p>整理した結果を踏まえ、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。</p> <p>重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。</p> <p>(2) 対応手段と設備の選定の結果</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。</p> <p>a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{*3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第1.15_3表）。</p>	<p>備考</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。</p> <p>他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器 <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器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、主要パラメータを把握することができる。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"> ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。</p>	<p>※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。</p> <p>他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器 <p>代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器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、主要パラメータを把握することができる。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"> ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器（可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、<u>圧力、水位及び流量（注水量）計測用</u>）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）」により計</p>	<p>東二は可搬型計測器を温度計測機能付きとその機能を有さない2種類あるため仕様毎に記</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 <p>可搬型の計器による計測に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器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、当該パラメータを把握することができる。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"> ・常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。</p> <p>また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15_4図に示す。</p> <p>代替電源（交流）からの給電に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 <p>代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内蓄電式直流電源設備 ・可搬型直流電源設備 ・<u>直流給電車及び可搬型代替交流電源設備</u> 	<p>測する手段がある。</p> <p>代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替計器 ・常用代替計器 <p>可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器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、当該パラメータを把握することができる。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"> ・常用代替計器 <p>耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。</p> <p>また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15_4図に示す。</p> <p>代替電源（交流）からの給電に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 <p>代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設直流電源設備 ・<u>常設代替直流電源設備</u> ・可搬型代替直流電源設備 	<p>載。先行BWRは温度計測機能付き1種類のため仕様毎の記載がない。</p> <p>記載の適正化</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備，可搬型直流電源設備，可搬型計測器は，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，主要パラメータを把握することができる。<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> <ul style="list-style-type: none"> ・<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パラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。 ・<u>直流給電車</u> 給電開始までに時間を要するが，給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。 <p>d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等時において，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS） 安全パラメータ表示システム（SPDS）は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置により構成される。 	<p>可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型計測器 <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>機能喪失原因対策分析の結果により選定した，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，<u>常設代替直流電源設備</u>，<u>可搬型代替直流電源設備</u>，可搬型計測器は，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，主要パラメータを把握することができる。</p> <p>d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備</p> <p>(a) 対応手段</p> <p>重大事故等時において，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全パラメータ表示システム（SPDS） 安全パラメータ表示システム（SPDS）は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により構成される。 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>データ表示装置</u> 	<p>備考</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は計器電源喪失時の対応手段として自主対策設備を設定していないため，それに相当する記載がない。</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④と示す。</p> <p>東二はMCRで監視するデータ表示装置を重大事故等対処設備に位置付けて使用するため。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>また、重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。</p> <p>有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>安全パラメータ表示システム（SPDS）</u></p> <p>なお、その他の記録として、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <p>・プロセス計算機</p> <p>重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、<u>監視が必要な時に現場に設置する計器</u>、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は、記録用紙に記録する手順を整備する。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）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、重要な監視パラメータを記録することができる。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>・プロセス計算機</p>	<p>また、重大事故等時の有効監視パラメータ及び<u>常用代替監視パラメータ</u>が使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。</p> <p>有効監視パラメータ及び<u>常用代替監視パラメータ</u>を記録する設備は以下のとおり。</p> <p>・<u>プロセス計算機</u></p> <p>・<u>記録計</u></p> <p>なお、その他の記録として、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。</p> <p>・プロセス計算機</p> <p>重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、<u>可搬型計測器により測定したパラメータの値</u>、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は、記録用紙に記録する手順を整備する。</p> <p>(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）及び<u>データ表示装置</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、重要な監視パラメータを記録することができる。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>・プロセス計算機</p> <p>・<u>記録計</u></p>	<p>以降、同様の相違理由によるものは相違理由⑤と示す。</p> <p>相違理由③</p> <p>相違理由③</p> <p>先行BWRは重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータに加え、有効監視パラメータもSPDSへ記録可能。東二は有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータの記録は既設の左記機器にて記録手段を確保。</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>東二は現場測定する計器がなく、可搬型計測器もMCRで測定可能なため。</p> <p>相違理由⑤</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>e. 手順等 上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「b. 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」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), AM 設備別操作手順書及びアクシデントマネジメントの手引きに定める(第1.15_1_表)。</p>	<p>耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。</p> <p>e. 手順等 上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「b. 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、<u>運転員等^{※4}, 重大事故等対応要員及び災害対策要員の対応として「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）」, 「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1.15-1表）。</u></p> <p>※4 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>東二は運転員等を「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ため。その他に重大事故等対応要員はSPDSの記録保存の操作に、災害対策要員を可搬型計測器による計測対応に設定している。</p> <p>対応手順書名の相違 相違理由②</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>1.15.2 重大事故等時の手順等</p> <p>1.15.2.1 監視機能喪失</p> <p>(1) 計器の故障</p> <p>主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する(第1.15_3表)。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合*1。</p> <p>※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合 ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合 ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合 ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合 <p>b. 操作手順</p> <p>計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。</p> <p>①運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。</p> <p>また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。</p> <p>②運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。</p> <p>③当該パラメータが計測範囲外、又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、<u>当直副長</u>は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。</p> <p>④運転員は、読み取った指示値を<u>当直副長</u>に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。</p> <p>⑤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</u>へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑥<u>緊急時対策本部</u>は、<u>当直長</u>に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p>	<p>1.15.2 重大事故等時の手順等</p> <p>1.15.2.1 監視機能喪失</p> <p>(1) 計器の故障</p> <p>主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する（第1.15_3表）。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合*1。</p> <p>※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合 ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合 ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合 ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合 <p>b. 操作手順</p> <p>計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。</p> <p>①運転員等は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。</p> <p>また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。</p> <p>②運転員等は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。</p> <p>③当該パラメータが計測範囲外、又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、<u>発電長</u>は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を<u>運転員等</u>に指示する。</p> <p>④運転員等は、読み取った指示値を<u>発電長</u>に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。</p> <p>⑤<u>発電長</u>は、<u>災害対策本部長代理</u>へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑥<u>災害対策本部長代理</u>は、<u>重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。</u></p> <p>⑦<u>重大事故等対応要員</u>は、<u>主要パラメータの推定結果を災害対策本部長代理へ報告する。</u></p> <p>⑧<u>災害対策本部長代理</u>は、<u>発電長</u>に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p>	<p>備考</p> <p>相違理由②</p> <p>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⑧と示す。</p> <p>(以下、体制に係る箇所は同様のため記載を省略)</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>上記の計測及び推定は、<u>中央制御室運転員</u> 1名で対応が可能である。</p> <p>速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。</p> <p>d. 代替パラメータでの推定方法</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。</p> <p>計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、発電用原子炉施設の状態を把握する。</p> <p>推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。 ・常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。 ・重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。 ・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 ・推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。 	<p>上記の計測及び推定は、<u>運転員等（当直運転員）</u> 1名、<u>重大事故等対応要員</u> 1名で対応が可能である。</p> <p>速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。</p> <p>d. 代替パラメータでの推定方法</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。</p> <p>計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、発電用原子炉施設の状態を把握する。</p> <p>推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。 ・常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。 ・重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。 ・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 ・推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。 	<p>相違理由⑧、東二は運転員等（当直運転員）に加え、パラメータを推定する重大事故等対応要員を記載。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第1.15_3表に整理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定するケース ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定するケース ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定するケース ・<u>必要なpHが確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により推定するケース</u> <ul style="list-style-type: none"> ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース ・<u>注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定するケース</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定するケース ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース 	<p>代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第1.15_3表に整理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、<u>流量</u>、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定するケース ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定するケース ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定するケース <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース</u> <ul style="list-style-type: none"> ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース <ul style="list-style-type: none"> ・<u>原子炉圧力容器破損後にペDESTAL（ドライウエル部）に落下したデブリの冠水状態を温度により推定するケース</u> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内の水位を <u>ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧</u>により推定するケース ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース 	<p>相違理由②</p> <p>東二は同一物理量に「流量」を加えて推定する。</p> <p>東二はフィルタ装置のpH計を自主対策設備に位置付けているため、それに伴う推定ケースの記載がない。</p> <p>東二は上記pH計の推定ケースがない分、他の推定ケースと順番を合わせのため、先行BWRで最後に設定している同ケースをここで記載。（記載内容は同じ）</p> <p>東二は左記の推定方法により推定するケースがないため。</p> <p>東二はMCCI／FCI対策として、RPV破損後のデブリの冠水状態を温度計により推定する手段を設定しているため。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース</p> <p>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース</p> <p>・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース</p> <p>・<u>原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定するケース</u></p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>主要パラメータを計測する計器が故障した場合の，対応手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合に，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>他チャンネルの重要計器の故障により，計測することが困難となった場合は，他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第1.15_3表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。</p> <p>(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</p> <p>原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉压力容器内の温度及び水位，並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量である。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15_2表に示す。</p> <p>・原子炉压力容器内の温度</p> <p>原子炉压力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は，0～<u>350℃</u>である。原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉压力容器内の水位が<u>有効燃料棒頂部以下</u>になった場合，原子炉压力容器温度の計測範囲を超える場合があるが，重大事故等時における<u>損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断</u>の温度は，300℃であり計測範囲内で判断可能である。</p>	<p>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース</p> <p>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース</p> <p>・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース</p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>主要パラメータを計測する計器が故障した場合の，対応手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合に，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>他チャンネルの重要計器の故障により，計測することが困難となった場合は，他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第1.15_3表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。</p> <p>(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合</p> <p>原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉压力容器内の温度と水位である。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15_2表に示す。</p> <p>・原子炉压力容器内の温度</p> <p>原子炉压力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は，0～<u>500℃</u>である。原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉压力容器内の水位が<u>燃料有効長頂部以下</u>になった場合，原子炉压力容器温度の計測範囲を超える場合があるが，重大事故等時における<u>損傷炉心の冷却失敗及び原子炉压力容器の破損徴候を検知する温度</u>は，300℃であり計測範囲内で判断可能である。</p>	<p>備考</p> <p>先行BWRはSFP水位計を多重化し，同一物理量による推定手段があるため。</p> <p>東二は本推定ケースを前述に記載。</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は計測範囲を超過するのはRPV温度と水位に対し，先行BWRはその他に，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）と復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）が対象。</p> <p>相違理由②</p> <p>設備仕様の相違以降，同様の相違理由によるものは相違理由⑨と示す。</p> <p>東二はRPV下鏡部温度を</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>また、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（<u>350℃</u>以上）場合は炉心損傷状態と推定して対応する。</p> <p>・原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～<u>11MPa</u>[gage]である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準として、<u>-8000mm～3500mm</u>であり、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び有効燃料棒底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、<u>高圧代替注水系系統流量</u>、<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>、<u>高圧炉心注水系系統流量</u>、<u>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）</u>、<u>復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</u>、<u>残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</u></p> <p>また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が<u>有効燃料棒頂部</u>以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器への注水量 原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは、<u>高圧代替注水系系統流量</u>、<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>、<u>高圧炉心注水系系統流量</u>、<u>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）</u>、<u>復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</u>、<u>残留熱除去系系統流量</u>である。</p>	<p>なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（<u>500℃</u>以上）場合は、<u>可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</u></p> <p>・原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～<u>10.5MPa</u> [gage] である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の1.2倍（10.34MPa [gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準とした<u>-3,800mm～1,500mm</u>及び燃料有効長頂部を基準とした<u>-3,800mm～1,300mm</u>であり、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料有効長底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、<u>高圧代替注水系系統流量</u>、<u>低圧代替注水系原子炉注水流量</u>、<u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u>、<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>、<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u>、<u>残留熱除去系系統流量</u>、<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u>のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p> <p>また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサプレッション・<u>チェンバ</u>圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が<u>燃料有効長頂部</u>以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。</p> <p>・原子炉圧力容器への注水量 原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは、<u>高圧代替注水系系統流量</u>、<u>低圧代替注水系原子炉注水流量</u>、<u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u>、<u>原子炉隔離時冷却系系統流量</u>、<u>高圧炉心スプレイ系系統流量</u>、<u>残留熱除去系系統流量</u>、<u>低圧炉心スプレイ系系統流量</u>である。</p>	<p>300℃到達によりRPV破損徴候の検知に用いるパラメータとして設定。</p> <p>東二は計測範囲を500℃まで有し、それを超えた場合に可搬型計測器を用いることを記載。</p> <p>相違理由⑨ 記載の適正化</p> <p>相違理由⑨④</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由④</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>高圧代替注水系系統流量の計測範囲は、0～300m³/hとしており、計測対象である高圧代替注水ポンプの最大注水量は、182m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、0～300m³/hとしており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量は、182m³/hであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>高圧炉心注水系系統流量の計測範囲は、0～1000m³/hとしており、計測対象である高圧炉心注水ポンプの最大注水量は、727m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の計測範囲は、0～200m³/h（6号炉）、0～150m³/h（7号炉）としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は300m³/hであるため、計器の計測範囲を超える場合がある。</p> <p>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の計測範囲を超えた場合、低圧代替注水系使用時においては、水源である復水貯蔵槽の水位または注水先である原子炉压力容器内の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。代替循環冷却系使用時においては、注水先である原子炉压力容器内の水位変化により注水量を推定する。</p> <p>復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の計測範囲は、0～350m³/hとしており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、300m³/hであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p>	<p>高圧代替注水系系統流量の計測範囲は、0～50L/sとしており、計測対象である常設高圧代替注水系ポンプの最大注水量は、38L/sであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、0～50L/sとしており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量は、40L/sであるため、計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>高圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～500L/sとしており、計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量は、438L/sであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、0～500m³/h（狭帯域は0～80m³/h）としており、計測対象である低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水時の最大注水量は、378m³/h（狭帯域は75m³/h）であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>低圧代替注水系（可搬型）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、0～300m³/h（狭帯域は0～80m³/h）としており、計測対象である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水時の最大注水量は、110m³/h（狭帯域は75m³/h）であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。</p> <p>代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は、0～150m³/hとしており、計測対象である</p>	<p>相違理由④⑨</p> <p>相違理由⑨ 相違理由④⑨</p> <p>相違理由⑨ 相違理由④⑨</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>先行BWRは計測範囲を超えた場合の推定方法を記載。東二は流量関係で計測範囲を超過する対象はない。</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>相違理由①⑨</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二発電所	備考
<p>残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～<u>1500m³/h</u> としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大注水量は、<u>954m³/h</u> であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</p> <p>・原子炉格納容器への注水量 原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、<u>復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)</u>、<u>復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)</u>である。</p> <p><u>格納容器スプレイに用いる復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の計測範囲は、0～350m³/h としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、300m³/h であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</u></p> <p>格納容器下部注水に用いる復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の計測範囲は、0～<u>150m³/h (6号炉)</u>、<u>0～100m³/h (7号炉)</u> としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、<u>300m³/h</u> であるため、計器の計測範囲を超える場合がある。</p> <p><u>復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の計測範囲を超えた場合、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</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時の最大注水量は、100m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</u></p> <p>残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～<u>600L/s</u> としており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大注水量は、<u>470L/s</u> であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</p> <p><u>低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～600L/s としており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量流量は、456L/s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</u></p> <p>・原子炉格納容器への注水量 原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量</u>、<u>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</u>、<u>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u>である。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ時における最大注水量は、300m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</u></p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ時における最大注水量は、130m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</u></p> <p><u>格納容器下部注水系(常設又は可搬型)による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は、0～200m³/h としており、計測対象である格納容器下部注水系(常設又は可搬型)による格納容器下部注水時における最大注水量は、80m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>相違理由④⑨</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>相違理由①⑨</p> <p>先行BWRは計測範囲を超えた場合の推定方法を記載。東二は流量関係で計測範囲を超過する対象はない。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>a. 代替パラメータによる推定</p> <p>重大事故等時において、計器の計測範囲を超過した場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、<u>原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水量</u>を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は、以下のとおり。</p> <p>①運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。</p> <p>また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。</p> <p>②運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。</p> <p>③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、<u>当直副長</u>は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。</p> <p>④運転員は、読み取った指示値を<u>当直副長</u>に報告する。<u>なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。</u></p> <p>⑤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</u>へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑥<u>緊急時対策本部</u>は、<u>当直長</u>に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の計測及び推定は、<u>中央制御室</u>運転員1名で対応が可能である。</p> <p>速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。</p> <p>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p>	<p>a. 代替パラメータによる推定</p> <p>重大事故等時において、計器の計測範囲を超過した場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は、以下のとおり。</p> <p>①運転員等は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。</p> <p>また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。</p> <p>②運転員等は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。</p> <p>③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、<u>発電長</u>は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員等に指示する。</p> <p>④運転員等は、読み取った指示値を<u>発電長</u>に報告する。</p> <p>⑤<u>発電長</u>は、<u>災害対策本部長代理</u>へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。</p> <p>⑥<u>災害対策本部長代理</u>は、<u>重大事故等対応要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。</u></p> <p>⑦<u>重大事故等対応要員</u>は、<u>主要パラメータの推定結果を災害対策本部長代理へ報告する。</u></p> <p>⑧<u>災害対策本部長代理</u>は、<u>発電長</u>に主要パラメータの推定結果を報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の計測及び推定は、<u>運転員等（当直運転員）1名、重大事故等対応要員1名</u>で対応が可能である。</p> <p>速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。</p> <p>b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p>	<p>計測範囲を超過する対象パラメータの相違。</p> <p>相違理由⑧（以下、体制に係る箇所は同様のため記載を省略）</p> <p>東二は計測範囲を超過する主要パラメータに対し、常用代替計器で推定するパラメータはない。</p> <p>相違理由⑧、東二は運転員等（当直運転員）に加え、パラメータを推定する重大事故等対応要員を記載。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合、可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順（現場での計測の場合）</p> <p>可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15_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、<u>運転員</u>に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。</p> <p>②現場運転員C 及びD は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。</p> <p>③現場運転員C 及びD は、<u>原子炉建屋地下1階又はタービン建屋地下中2階（6号炉）</u>のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。</p> <p>④現場運転員C 及びD は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、<u>結果を中央制御室運転員A 及びB に報告する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A 及びB は、<u>現場運転員C 及びD からの計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の現場対応は1測定点当たり、<u>中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約18分で可能である。また、中央制御室での計測の場合、中央制御室運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約10分で可能である。</u> 円滑に作業ができるように、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>重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合、可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15_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</u>に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。</p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。</u></p> <p>③重大事故等対応要員は、<u>必要な資機材を携帯し、中央制御室まで移動する。移動後、中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。</u></p> <p>④重大事故等対応要員は、<u>中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。</u></p> <p>⑤重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、<u>記録用紙に記録する。</u></p> <p>⑥重大事故等対応要員は、計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、<u>計測結果を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑧災害対策本部長代理は、<u>計測結果を発電長へ報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作対応は1測定点当たり、<u>重大事故等対応要員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は63分以内と想定する。2測定点以降は10分追加となる。</u> 円滑に作業ができるように、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、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</u></p>	<p>備考</p> <p>東二は可搬型計測器による現場計測がないため括弧書きの記載は不要。</p> <p>相違理由② 東二は可搬型計測器を重大事故等対応要員にて計測。このため、緊急時対策所より中央制御室まで移動し、それに必要な手順を記載。</p> <p>東二は発電長が本部へ依頼して測定するため、報告ルートを記載。</p> <p>東二は緊急時対策所からの移動が必要なため、計測開始までにその分の所要時間を要する。</p> <p>相違理由④ 東二は作業空間に支障のないことを記載。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失</p> <p>全交流動力電源喪失，直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に，代替電源（交流，直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <p>a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合に，所内蓄電式直流電源設備からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>なお，所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第1.15_2表に示す。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備，<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備からの給電</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合に，常設代替交流電源設備，<u>第二代替交流電源設備</u>又は可搬型代替交流電源設備からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電</p> <p>全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>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に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p> <p>なお，可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15_2表に示す。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>計器電源が喪失し，中央制御室でパラメータ監視ができない場合。</p> <p>(b) 操作手順 <u>（現場での計測の場合）</u></p>	<p>1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失</p> <p>全交流動力電源喪失，直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に，代替電源（交流，直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <p>a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合に，所内常設直流電源設備である125V系蓄電池A系，B系及び中性子モニタ用蓄電池A系，B系又は常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>なお，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第1.15_2表に示す。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合に，常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>c. 可搬型代替直流電源設備からの給電</p> <p>全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>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に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。</p> <p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p> <p>なお，可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15_2表に示す。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>計器電源が喪失し，中央制御室でパラメータ監視ができない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p>	<p>備考</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>相違理由②</p> <p>東二は可搬型計測器による現</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15_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、<u>運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。</u></p> <p>②現場運転員C及びDは、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。</p> <p>③現場運転員C及びDは、<u>原子炉建屋地下1階又はタービン建屋地下中2階（6号炉）のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。</u></p> <p>④現場運転員C及びDは、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、<u>結果を中央制御室運転員A及びBに報告する。</u></p> <p>⑤中央制御室運転員A及びBは、<u>現場運転員C及びDからの計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の現場対応は1測定点当たり、<u>中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約18分で可能である。また、中央制御室での計測の場合、中央制御室運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約10分で可能である。</u></p> <p>円滑に作業ができるように、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>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により、計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合には、<u>所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。</u></p>	<p>可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15_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可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。</u></p> <p>②災害対策本部長代理は、<u>重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。</u></p> <p>③重大事故等対応要員は、<u>必要な資機材を携帯し、中央制御室まで移動する。移動後、中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。</u></p> <p>④重大事故等対応要員は、<u>中央制御室のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。</u></p> <p>⑤重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、<u>記録用紙に記録する。</u></p> <p>⑥重大事故等対応要員は、計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。</p> <p>⑦重大事故等対応要員は、<u>計測結果を災害対策本部長代理に報告する。</u></p> <p>⑧災害対策本部長代理は、<u>計測結果を発電長へ報告する。</u></p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作対応は1測定点当たり、<u>重大事故等対応要員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は63分以内と想定する。2測定点以降は10分追加となる。</u></p> <p>円滑に作業ができるように、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、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</u></p> <p>e. 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により、計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合には、<u>所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電される。</u></p>	<p>場計測がないため括弧書きの記載は不要。</p> <p>相違理由② 東二は可搬型計測器を重大事故等対応要員にて計測。このため、緊急時対策所より中央制御室まで移動し、それに必要な手順を記載。</p> <p>東二は発電長が本部へ依頼して測定するため、報告ルートに記載。</p> <p>東二は緊急時対策所からの移動が必要なため、計測開始までにその分の所要時間を要する。</p> <p>相違理由④ 東二は作業空間に支障のないことを記載。</p> <p>相違理由①</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>所内蓄電式直流電源設備から給電されている間に、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から計器に給電する。</u></p> <p>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からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。</u></p> <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <p>1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、<u>現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</u></p> <p>主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備であるプロセス計算機により計測結果、警報等を記録する。</p> <p>有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第1.15_5表に示す。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合。</p> <p>(2) 操作手順 重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、常時記録であり、非常用電源又は代替電源から給電可能で、14日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。</p> <p>b. <u>現場指示計の記録</u> <u>現場運転員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。</u></p>	<p>所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。</p> <p>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。</p> <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <p>1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p> <p>主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備であるプロセス計算機及び記録計により計測結果、警報等を記録する。</p> <p>有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第1.15_5表に示す。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合。</p> <p>(2) 操作手順 重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。</p> <p>a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、常時記録であり、非常用電源設備である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、14日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。</p>	<p>相違理由①</p> <p>相違理由①</p> <p>東二は現場の監視計器がないため記載がない。</p> <p>東二は自主対策設備に記録計を設定。</p> <p>相違理由③</p> <p>東二は現場記録がないため記載がない。</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正（平成29年12月18日）	東海第二発電所	備考
<p>c. 可搬型計測器の記録 中央制御室運転員は、「1.15.2.1(2)b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。</p> <p>d. プロセス計算機の記録 (a) 発電日誌 プロセス計算機が稼働状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(b) 警報記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。 プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(c) 事故時データ収集記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。</p> <p>(3) 操作の成立性 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14日間）を超える前に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にて緊急時対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。 現場指示計及び可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、<u>運転員1名にて対応が可能である。</u> プロセス計算機による記録のうち、事故時データ収集記録の帳票印刷は、中央制御室内での端末操作であるため、運転員1名で対応が可能である。</p>	<p>b. 可搬型計測器の記録 <u>重大事故等対応要員</u>は、「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。</p> <p>c. プロセス計算機の記録 (a) 運転記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(b) 警報記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。 プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。</p> <p>(c) 事故時データ収集記録 プロセス計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。</p> <p>d. 記録計による記録 <u>記録計が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を、中央制御室にてチャート紙に自動で記録する。</u></p> <p>(3) 操作の成立性 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14日間）を超える前に、緊急時対策所にて<u>災害対策要員2名</u>で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。 可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、<u>重大事故等対応要員2名にて対応が可能である。</u> プロセス計算機による記録のうち、事故時データ収集記録の帳票印刷は、中央制御室内での端末操作であるため、運転員等1名で対応が可能である。<u>また、記録計に記録されたチャート紙の交換は、中央制御室にて運転員等1名で対応が可能である。</u></p>	<p>相違理由⑧</p> <p>相違理由④</p> <p>東二は記録計を自主対策設備の位置付けで設定。</p> <p>相違理由⑧</p> <p>東二は現場記録がないため。相違理由⑧</p> <p>東二は自主対策設備に設定の記録計についても記載</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 設置変更許可申請書 再補正 (平成 29 年 12 月 18 日)	東海第二発電所	備考
<p>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>審査基準1.9, 1.10, 1.14については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「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>原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「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>全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>	<p>1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>審査基準 1.9, 1.10, <u>1.11</u>, 1.14, <u>1.18</u>については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「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>原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「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>使用済燃料プールの監視に関する手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</u></p> <p>全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p><u>安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。</u></p>	<p>備考</p> <p>東二はS F P 監視装置の手順と紐づけ。</p> <p>東二はS P D S の手順と紐づけ。</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																						
<p style="text-align: center;">第1.15.1表 事故時に必要な計装に関する手順</p> <p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する重大事故等対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">監視機能喪失時</td> <td rowspan="4">計器の故障</td> <td rowspan="2">他チャンネルによる計測</td> <td>主要パラメータの他チャンネルの重要計器 [重大事故等]</td> <td>アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」</td> </tr> <tr> <td>主要パラメータの他チャンネルの常用計器 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータによる推定</td> <td>重要代替計器 [重大事故等]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>常用代替計器 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計器の計測範囲を超えた場合</td> <td rowspan="2">代替パラメータによる推定</td> <td>重要代替計器 [重大事故等]</td> <td>アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」</td> </tr> <tr> <td>常用代替計器 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型計測器による計測</td> <td>可搬型計測器 [重大事故等]</td> <td>AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">計器電源喪失時</td> <td rowspan="7">全交流動力電源喪失 直流電源喪失</td> <td rowspan="3">代替電源(交流)からの給電</td> <td>常設代替交流電源設備 [重大事故等]</td> <td rowspan="3">事故時運転転換手順書(燃焼ベース) 「交流/直流電源供給回復」</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td>第二代替交流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替電源(直流)からの給電</td> <td>所内蓄電式直流電源設備 [重大事故等]</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>可搬型直流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td>直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型計測器による計測</td> <td>可搬型計測器 [重大事故等]</td> <td>AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」</td> </tr> <tr> <td></td> <td>パラメータ記録</td> <td>安全パラメータ表示システム(SPOS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPOS表示装置) [重大事故等]</td> <td>緊急時対策本部運営要領</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>プロセス計算機 [自主対策]</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書	監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 [重大事故等]	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」	主要パラメータの他チャンネルの常用計器 [自主対策]		代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]		常用代替計器 [自主対策]		計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」	常用代替計器 [自主対策]			可搬型計測器による計測	可搬型計測器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」	計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備 [重大事故等]	事故時運転転換手順書(燃焼ベース) 「交流/直流電源供給回復」	可搬型代替交流電源設備 [自主対策]	第二代替交流電源設備 [自主対策]	代替電源(直流)からの給電	所内蓄電式直流電源設備 [重大事故等]		可搬型直流電源設備 [自主対策]	直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 [自主対策]		可搬型計測器による計測	可搬型計測器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」		パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPOS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPOS表示装置) [重大事故等]	緊急時対策本部運営要領			プロセス計算機 [自主対策]		<p style="text-align: center;">第1.15-1表 事故時に必要な計装に関する手順</p> <p>対応手段, 対処設備, 手順書一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する重大事故等対処設備</th> <th>対応手段</th> <th>対処設備</th> <th>手順書</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">監視機能喪失時</td> <td rowspan="4">計器の故障</td> <td rowspan="2">他チャンネルによる計測</td> <td>主要パラメータの他チャンネルの重要計器 [重大事故等]</td> <td>AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」</td> </tr> <tr> <td>主要パラメータの他チャンネルの常用計器 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータによる推定</td> <td>重要代替計器 [重大事故等]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>常用代替計器 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計器の計測範囲を超えた場合</td> <td rowspan="2">代替パラメータによる推定</td> <td>重要代替計器 [重大事故等]</td> <td>AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」</td> </tr> <tr> <td>常用代替計器 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>可搬型計測器による計測</td> <td>可搬型計測器 [重大事故等]</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="6">計器電源喪失時</td> <td rowspan="6">全交流動力電源喪失 直流電源喪失</td> <td rowspan="2">(交流)からの給電</td> <td>常設代替交流電源設備 [重大事故等]</td> <td rowspan="6">非常時運転手順書II (燃焼ベース) 「電源供給回復」 非常時運転手順書II (停止時燃焼ベース) 「停止時電源復旧」 AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替交流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(直流)からの給電</td> <td>所内常設直流電源設備 [重大事故等]</td> </tr> <tr> <td>常設代替直流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">可搬型計測器による計測</td> <td>可搬型代替直流電源設備 [自主対策]</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器 [重大事故等]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>パラメータ記録</td> <td>安全パラメータ表示システム(SPDS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDSデータ表示装置) [重大事故等]</td> <td>重大事故等対策要領</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>プロセス計算機 [自主対策]</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>記録計 [自主対策]</td> <td>二</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書	監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」	主要パラメータの他チャンネルの常用計器 [自主対策]		代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]		常用代替計器 [自主対策]		計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」	常用代替計器 [自主対策]			可搬型計測器による計測	可搬型計測器 [重大事故等]		計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	(交流)からの給電	常設代替交流電源設備 [重大事故等]	非常時運転手順書II (燃焼ベース) 「電源供給回復」 非常時運転手順書II (停止時燃焼ベース) 「停止時電源復旧」 AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」	可搬型代替交流電源設備 [自主対策]	(直流)からの給電	所内常設直流電源設備 [重大事故等]	常設代替直流電源設備 [自主対策]	可搬型計測器による計測	可搬型代替直流電源設備 [自主対策]	可搬型計測器 [重大事故等]		パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPDS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDSデータ表示装置) [重大事故等]	重大事故等対策要領			プロセス計算機 [自主対策]				記録計 [自主対策]	二	<p>対処設備の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>手順書名称の相違</p> <p>東二は自主対策設備に記録計を設定。</p>
分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																																																				
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 [重大事故等]	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」																																																																																																				
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器 [自主対策]																																																																																																					
		代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]																																																																																																					
			常用代替計器 [自主対策]																																																																																																					
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」																																																																																																				
			常用代替計器 [自主対策]																																																																																																					
	可搬型計測器による計測	可搬型計測器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」																																																																																																					
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備 [重大事故等]	事故時運転転換手順書(燃焼ベース) 「交流/直流電源供給回復」																																																																																																				
			可搬型代替交流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
			第二代替交流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
		代替電源(直流)からの給電	所内蓄電式直流電源設備 [重大事故等]																																																																																																					
			可搬型直流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
			可搬型計測器による計測	可搬型計測器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」																																																																																																			
	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPOS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPOS表示装置) [重大事故等]	緊急時対策本部運営要領																																																																																																					
		プロセス計算機 [自主対策]																																																																																																						
分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書																																																																																																				
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」																																																																																																				
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器 [自主対策]																																																																																																					
		代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]																																																																																																					
			常用代替計器 [自主対策]																																																																																																					
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器 [重大事故等]	AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」																																																																																																				
			常用代替計器 [自主対策]																																																																																																					
	可搬型計測器による計測	可搬型計測器 [重大事故等]																																																																																																						
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	(交流)からの給電	常設代替交流電源設備 [重大事故等]	非常時運転手順書II (燃焼ベース) 「電源供給回復」 非常時運転手順書II (停止時燃焼ベース) 「停止時電源復旧」 AM設備別操作手順書 「重大事故等対策要領」																																																																																																				
			可搬型代替交流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
		(直流)からの給電	所内常設直流電源設備 [重大事故等]																																																																																																					
			常設代替直流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
		可搬型計測器による計測	可搬型代替直流電源設備 [自主対策]																																																																																																					
			可搬型計測器 [重大事故等]																																																																																																					
	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPDS) (データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDSデータ表示装置) [重大事故等]	重大事故等対策要領																																																																																																					
		プロセス計算機 [自主対策]																																																																																																						
		記録計 [自主対策]	二																																																																																																					

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	制数	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第1.15.3 回 No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値±30℃**	重大事故等時における炉内中心の冷卻状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、350℃まで監視可能。	— (Ss)	交流電源	熱電対	可	⑤
	原子炉圧力				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力(SA)**									
	原子炉水位(燃料槽)**									
	原子炉水位(SA)**									
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位(燃料槽)**				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位(SA)**									
* 残留熱除去系熱交換器入口温度** ** 電源として計器である。										

*1: 重要代替監視パラメータ。*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ。*3: 出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、512個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気発生器スカーフト下盤(原子炉圧力容器管線レベルより1225cm)、*6: 基準点は有効燃料槽底部(原子炉圧力容器管線レベルより905cm)
 *7: 水位は炉心損傷から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料槽底部を下回ることはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全とし、*9: L.W.S.L.、東京湾平均海面。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出器は1箇所。*12: 検出器は8箇所
 *13: 炉内蒸気直達監視設備からの給電により計測可能な計器は、炉内蒸気直達監視及び区分I直達監視を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	制数	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第1.15-3 回 No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃以下*1	重大事故等時における炉内中心の冷卻状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、500℃まで監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑤
	原子炉圧力				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力(SA)**									
	原子炉水位(燃料槽)**									
	原子炉水位(SA)**									
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位(燃料槽)**	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa [gage])の1.2倍(10.34MPa [gage])を監視可能。	S	区分I, II 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	原子炉圧力(SA)**	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下		— (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	原子炉水位(燃料槽)**									
	原子炉水位(SA)**									
	原子炉水位(SA)**									
*1: 残留熱除去系熱交換器入口温度*1 ** 電源として計器である。										

*1: 重要代替監視パラメータ。*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ。*3: 出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、512個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気発生器スカーフト下盤(原子炉圧力容器管線レベルより1225cm)、*6: 基準点は有効燃料槽底部(原子炉圧力容器管線レベルより905cm)
 *7: 水位は炉心損傷から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料槽底部を下回ることはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全とし、*9: L.W.S.L.、東京湾平均海面。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出器は1箇所。*12: 検出器は8箇所
 *13: 炉内蒸気直達監視設備からの給電により計測可能な計器は、炉内蒸気直達監視及び区分I直達監視を電源とした計器である。

①先行BWRと東二の対比箇所を黒太枠で示す。

②対処設備、設備仕様、設備名称の相違及び把握能力(計測範囲の考え方)の相違を下線で示す。

※上記①、②の内容は、次頁以降同様。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電圧 ^{※5}	検出器の 種別	可搬型 計測器	第 1.15.3 区 No.
② 原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力 ^{※2}	3	0～10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高 圧力(8.92MPa[gage])を包摂する範囲として 設定。なお、主蒸気速が安全弁の予動操作 により変動する範囲についても計測範囲に 包摂されており、監視可能である。	S	区分Ⅰ、Ⅱ直 直流電源	弾性圧力 検出器	可	2
	原子炉圧力(SA) ^{※3}	1	0～11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa [gage])の1.2倍(10.34MPa[gage])を監視 可能。	— (Ss)	3線 直流電源	弾性圧力 検出器	可	2
<p>「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。</p> <p>「④原子炉圧力容器内の重量」を監視するパラメータと同じ。</p>										

※1：重要代替監視パラメータ、※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：設計基準計装A～Fの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和重量。
 ※5：基準点は蒸気発生器スカート下端（原子炉圧力容器レベルより1224cm）、※6：基準点は右端燃料棒頂部（原子炉圧力容器レベルより203cm）
 ※7：水位は炉心底部から発生するボイドを意味するため、右端燃料棒頂部を下限とする。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全し、※9：T.M.S.L.重量平均位置
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における炉心損傷レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11：検出点は11箇所、※12：検出点は8箇所
 ※13：蒸気発生器直達電源設備からの給電により計測可能な計器は、3線直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1,2}	検出器の 種別	可搬型 計測器	第 1.15-3 区 No.
① 原子炉圧力 容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃以下 ^{※4}	重大事故等時における炉心損傷 を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃)に対して、500℃まで監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	2
	原子炉圧力 ^{※1}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
② 原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力(SA) ^{※1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位(広帯域) ^{※1}									
③ 原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉水位(燃料棒) ^{※1}									
	原子炉水位(SA広帯域) ^{※1}									
<p>「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。</p> <p>「⑤原子炉圧力容器内の重量」を監視するパラメータと同じ。</p>										

※1 重要代替監視パラメータ、※2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3 平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※4 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和重量。
 ※5 基準点は蒸気発生器スカート下端（原子炉圧力容器レベルより1,340cm）、※6 基準点は燃料棒頂部（原子炉圧力容器レベルより920cm）
 ※7 ベンチマーク面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
 ※8 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全し、※9 基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブプレッショ・チエンプ底部より7,030mm）
 ※10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における炉心損傷レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h（経過時間とともに判断値
 は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11 検出点2箇所、※12 検出点8箇所、※13 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上層EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
 ※14 蒸気発生器直達電源設備及び蒸気発生器直達電源設備からの給電により計測可能な計器は、区分Ⅰ、Ⅱ直流電源、区分Ⅰ、Ⅱ中圧子エネルギー直達電源及び緊急用直流電源を
 電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	単位	計測範囲	設計基準	監視方法(計測範囲の考え方)	前記性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15.3 図 No.
	原子炉水位 (広帯域) *3	2	3200 ~ 3500mm *5	-8872 ~ 1650mm *5,7	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル 3~8)及び炉心燃料格納罐まで監視可能。	S	区分 I、II 直流電源	差圧式水位検出器	可	22
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-4000 ~ 1300mm *6	-3850 ~ 4843mm *5,7		S	区分 I、II 直流電源	差圧式水位検出器	可	23
	原子炉水位 (SA) *4	1	3200 ~ 3500mm *5	-8872 ~ 1650mm *5,7	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル 3~8)及び炉心燃料格納罐まで監視可能。	-	緊急用直流電源 (SS)	差圧式水位検出器	可	24
		1	8000 ~ 3500mm *6			-	緊急用直流電源 (SS)	差圧式水位検出器	可	25

④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

②原子炉圧力容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。

①原子炉格納容器内の圧力、を監視するパラメータと同じ。

*1：重要代替監視パラメータ *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：局設出力監視モニタの検出器は 205 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52 個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する値和程度。
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下流(原子炉圧力容器レベルより 1224cm)、*6：基準点は直効燃焼格納罐(原子炉圧力容器レベルより 905cm)
 *7：基準点は蒸気乾燥器スカート下流(原子炉圧力容器レベルより 1224cm)、*8：基準点は直効燃焼格納罐(原子炉圧力容器レベルより 905cm)
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全し、*9：I、II、S、L、直流電源平均電圧
 *10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内圧力及び燃料格納罐レベルの値で判断する。炉心停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は 1 箇所、*12：検出点は 8 箇所
 *13：炉内直流電源監視設備からの給電により計測可能な計装は、炉内直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計装である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図 No.
	原子炉水位 (広帯域) *3	2	-3,800mm ~ 1,500 mm *5	-3,800mm ~ 1,400 mm *5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル 3~8)及び燃料格納罐まで監視可能。	S	区分 I、II 直流電源	差圧式水位検出器	可	22
	原子炉水位 (燃料域) *2	2	-3,800mm ~ 1,300 mm *6	397mm ~ 1,300 mm *6		S	区分 I、II 直流電源	差圧式水位検出器	可	23
	原子炉水位 (SA 広帯域) *4	1	-3,800mm ~ 1,500 mm *5	-3,800mm ~ 1,400 mm *5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル 3~8)及び燃料格納罐まで監視可能。	-	緊急用直流電源 (SS)	差圧式水位検出器	可	24
	原子炉水位 (SA 燃料域) *3	1	-3,800mm ~ 1,300 mm *6	397mm ~ 1,300 mm *6		-	緊急用直流電源 (SS)	差圧式水位検出器	可	25

④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

①原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

*1：重要代替監視パラメータ *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A、C、E、F にはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する値和程度。
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカート下流(原子炉圧力容器レベルより 1,340cm)、*6：基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器レベルより 920cm)、*7：基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器レベルより 920cm)、*8：基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器レベルより 920cm)、*9：基準点は通常運転水位 EL. 3,036mm (サブプレッジョン・チエンパ底高より 7,030mm)
 *10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は健全し、*11：基準点は通常運転水位 EL. 3,036mm (サブプレッジョン・チエンパ底高より 7,030mm)
 *12：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内圧力及び燃料格納罐レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *13：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上層 EL. 39,377mm (使用済燃料貯蔵ラック上層より 4,688mm)
 *14：監視設備(炉内直流電源監視設備及び常設代替監視設備)からの給電により計測可能な計装は、区分 I、II 直流電源、区分 I、II 中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計装である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/17)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*	検出器の 種類	可観測 計測器	第 1.15.2 図 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統系統流量	1	0~300m ³ /h	-**	高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	原子炉閉鎖時冷却系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉閉鎖時冷却系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	高圧炉心注水系統系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	高圧炉心注水系統ポンプの最大注水量 (727m ³ /h) を監視可能。	S	区分 II, III 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	炉水供給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	0~205m ³ /h(5号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	-**	炉水供給ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RHR A 系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	炉水供給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	0~350m ³ /h	-**	炉水供給ポンプを用いた低圧代替注水系統 (RHR B 系ライン) における最大注水量 (300m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	残留熱除去系統系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h	残留熱除去系統ポンプの最大注水量(954m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I, II, III 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	炉水貯蔵槽水位 (SA) **									
	サブプレッション・チェンバ・ プール水位*									
	原子炉水位 (広帯域) **									
	原子炉水位 (燃料域) **									
原子炉水位 (SA) **										

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 原部出力領域モニタの検出器は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52 個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 *5: 基準点は蒸気発生器スカーレット下流(原子炉圧力容器等レベルより 1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒頭位置下流(原子炉圧力容器等レベルより 995cm)
 *7: 水位は炉心部から発生するボイドを念じているため、有効燃料棒頭位置下流(原子炉圧力容器等レベルより 995cm)ではない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には監視しない。*9: T.M.S.L. 基準蒸気平均位置。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気発生率の低下で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出器は 14 箇所, *12: 検出器は 8 箇所
 *13: 区内設置式蒸気発生器からの給電により計測可能な計器は、AM 用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

④ 水源の確保) を監視するパラメータと同じ。
 ⑤ 原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。
 ⑥ 原子炉圧力容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可観測 計測器	第 1.15-3 図 No.
① 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統系統流量	1	0~50L/s	-**	常設高圧代替注水系統ポンプの最大注水量 (38L/s) を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	①
	原子炉閉鎖時冷却系統流量	1	0~50L/s	40L/s	原子炉閉鎖時冷却系統ポンプの最大注水量 (40L/s) を監視可能。	S	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器	可	①
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (438L/s) を監視可能。	S	区分 III 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	可	②
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (管線ライン用)	1	0~500m ³ /h	-**	低圧代替注水系統(管線)による原子炉圧力 容器への注水時に最大注水量 (378m ³ /h) を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (管線ライン用)	1	0~80m ³ /h	-**	低圧代替注水系統(管線)による原子炉圧力 容器への注水時に最大注水量(75m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	②
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~300m ³ /h	-**	低圧代替注水系統(可搬ライン)による原子炉 圧力容器への注水時に最大注水量(110m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用)	1	0~80m ³ /h	-**	低圧代替注水系統(可搬ライン)による原子炉 圧力容器への注水時に最大注水量(75m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	
	代替熱除去系統系統流量	2	0~1500m ³ /h	-**	代替熱除去系統による原子炉圧力 容器への注水時に最大注水量(100m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	③
	残留熱除去系統系統流量	3	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系統ポンプの最大注水量(470L/s) を監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤
	低圧炉心スプレイ系統系統流量	1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系統ポンプの最大注水量 (456L/s) を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	可	⑦

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力領域モニタの検出器は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52 個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 *5: 基準点は蒸気発生器スカーレット下流(原子炉圧力容器等レベルより 1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒頭位置下流(原子炉圧力容器等レベルより 995cm)
 *7: 水位は炉心部から発生するボイドを念じているため、有効燃料棒頭位置下流(原子炉圧力容器等レベルより 995cm)ではない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には監視しない。*9: T.M.S.L. 基準蒸気平均位置。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気発生率の低下で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出器は 14 箇所, *12: 検出器は 8 箇所
 *13: 区内設置式蒸気発生器からの給電により計測可能な計器は、AM 用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

① 水源の確保) を監視するパラメータと同じ。
 ② 原子炉格納容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。
 ③ 原子炉圧力容器内の水位) を監視するパラメータと同じ。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源 ^{※1}	検出器の 種類	可観測 手続器	第 1.15.2 図 No.
④ 原子炉 圧力 容器 への 注水	高圧代替注水系統流量	1	0～300m ³ /h	- ^{※8}	高圧代替注水ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	原子炉中間冷却系統流量	1	0～300m ³ /h	0～182m ³ /h	原子炉中間冷却系統ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	高圧炉心注水系統流量	2	0～1000m ³ /h	0～727m ³ /h	高圧炉心注水ポンプの最大注水量 (727m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅱ、Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
④ 原子炉 圧力 容器 への 注水	炉水供給水系統流量 (RHR-A系代替注水流量)	1	0～200m ³ /h(5号炉) 0～150m ³ /h(7号炉)	- ^{※8}	炉水供給ポンプを用いた低圧代替注水系 (RHR-A系ライン)における最大注水量 (90m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	炉水供給水系統流量 (RHR-B系代替注水流量)	1	0～350m ³ /h	- ^{※8}	炉水供給ポンプを用いた低圧代替注水系 (RHR-B系ライン)における最大注水量 (300m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	残留供給水系統流量	3	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h	残留供給ポンプの最大注水量(954m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 「⑥原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。										

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：原部出力領域モニタの検出器は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52 個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5：基準点は蒸気発生機出口下流（原子炉圧力容器等レベルより 1224cm）。※6：基準点は有効燃料棒頭位置下流（原子炉圧力容器等レベルより 995cm）。
 ※7：水位は炉心部から発生するボイドを念じているため、有効燃料棒頭位置下流（原子炉圧力容器等レベルより 995cm）を監視可能。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時以降は監視不能。※9：T.M.S.L.（重要蒸気平均位置）
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気材料レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11：検出器は 14 箇所。 ※12：検出器は 8 箇所
 ※13：炉内設置式蒸気発生器からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源 ^{※1}	検出器の 種類	可観測 手続器	第 1.15-3 図 No.
④ 原子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水	代替淡水貯槽水位 ^{※1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	西側淡水貯槽水位 ^{※1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッション・プール水位 ^{※1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
④ 原子 炉 各 格 納 容 器 へ の 注 水	原子炉水位（広帯域） ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（燃料域） ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（S-A広帯域） ^{※1}				「④原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
④ 原子 炉 各 格 納 容 器 へ の 注 水	低圧代替注水系統格納容器スプレイド量（常設ライン用）	1	0～500m ³ /h	- ^{※8}	大昔格納容器スプレイド用系（常設）による格納容器スプレイド時における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	低圧代替注水系統格納容器スプレイド量（可搬ライン用）	1	0～500m ³ /h	- ^{※8}	大昔格納容器スプレイド用系（可搬用）による格納容器スプレイド時における最大注水量(130m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	低圧代替注水系統格納容器下流注水量	1	0～200m ³ /h	- ^{※8}	格納容器下部注水系統（常設又は可搬用）による格納容器下部注水時における最大注水量(80m ³ /h)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。										

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：原部出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A、C、E、F チャンネルにはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 ※4：設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5：基準点は蒸気発生機出口下流（原子炉圧力容器等レベルより 1,340cm）。 ※6：基準点は燃料棒頭位置下流（原子炉圧力容器等レベルより 920cm）。
 ※7：ペダスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準時以降は監視不能。 ※9：基準点は通常運転水位 EL.3,030mm（サブプレッション・プールの底面より 7,030mm）
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気材料モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11：検出器は 8 箇所。 ※12：検出器は 8 箇所
 ※13：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上流 EL.39,377mm（使用済燃料プール底面より 4,688mm）
 ※14：蓄電池（炉内常設直流電源設置及び常設代替直流電源設備）からの給電により計測可能な計器は、区分Ⅰ、Ⅱ直流電源、区分Ⅰ、Ⅱ中電子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	信頼性	電源	検出器の種類	可搬高 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑥ 原子炉格納容器内の注水量	（RHR-B 系代替注水流量） （RHR-B 系代替注水流量）	0～150m ³ /h（分岐） 0～100m ³ /h（分岐）	-*	「⑥原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	-	AC 用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥
	燃料貯蔵槽水位 (SS) *1			「⑥水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-	AC 用 直流電源		可	
	格納容器内圧力 (D/W) *1			「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	-	AC 用 直流電源		可	
	格納容器内圧力 (S/C) *1			「⑥原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	-	AC 用 直流電源		可	
	格納容器下部水位 *1			「⑥原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-	AC 用 直流電源		可	
⑦ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル器内気温度	0～300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	- (SS)	AC 用 直流電源	熱電対	可	⑦
	サブプレッシャ・チェンバ 気体温度 *1	0～300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	- (SS)	AC 用 直流電源	熱電対	可	⑦
	サブプレッシャ・チェンバ・ プール水温度 *1	0～200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	- (SS)	AC 用 直流電源	測温抵抗体	可	⑦
格納容器内圧力 (D/W) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	-				
格納容器内圧力 (S/C) *1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	-				

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
*3：西部出力側モニタの検出器は 208 個であり、平均出力側モニタの各チャンネルには、B2 種ずつの信号が入力される。
*4：設計基準事故時に規定される原子炉圧力計の最高圧力に示す飽和温度。
*5：基準点は高気乾器器スカート下流（原子炉圧力計器帯レベルより 1221cm）、*6：基準点は圧縮機吐出口（原子炉圧力計器帯レベルより 9025mm）
*7：水位は炉心損傷から発生するボイラを念慮しているため、有効燃料体積を下方のことではない。
*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に置なし。*9：T.K.S.L. = 東京湾平均海面
*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内器内圧力レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷した場合の判断値は約 1.05MPa（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*11：検出点は 14 箇所、*12：検出点は 8 箇所
*13：東西設置位置監視設備からの常電により計測可能な計器は、AC 用直流通電圧及び区分 I 直流通電圧を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	信頼性	電源	検出器の種類	可搬高 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 原子炉圧力計器への注水量	代償淡水貯槽水位 *1			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-				
	西側淡水貯槽水位 *1			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-				
	サブプレッシャ・プール水位 *1			「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-				
	原子炉水位 (広帯域) *1			「④原子炉圧力計器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-				
	原子炉水位 (燃料域) *1			「④原子炉圧力計器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-				
⑤ 原子炉格納容器への注水量	原子炉水位 (S-A 広帯域) *1			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-				
	原子炉水位 (S-A 燃料域) *1			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-				
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ 流量 (常設ライン用)	0～500m ³ /h	-**	大昔格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m ³ /h）を監視可能。	- (SS)	緊急用 直流通電線	差圧式流量 検出器	可	⑤
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ 流量 (可搬ライン用)	0～500m ³ /h	-**	大昔格納容器スプレイ冷却系（可搬用）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m ³ /h）を監視可能。	- (SS)	緊急用 直流通電線	差圧式流量 検出器	可	⑤
	低圧代替注水系統格納容器下部 注水量	0～200m ³ /h	-**	格納容器上部注水系統（常設又は可搬用）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m ³ /h）を監視可能。	- (SS)	緊急用 直流通電線	差圧式流量 検出器	可	⑤
	代償淡水貯槽水位 *1			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-				
西側淡水貯槽水位 *1			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	-					
サブプレッシャ・プール水位 *1				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-				
格納容器下部水位 *1				「④原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	-				

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
*3：西部出力側モニタの検出器は 208 個であり、平均出力側モニタの各チャンネルには、B2 種ずつの信号が入力される。
*4：設計基準事故時に規定される原子炉圧力計の最高圧力に示す飽和温度。
*5：基準点は高気乾器器スカート下流（原子炉圧力計器帯レベルより 1221cm）、*6：基準点は圧縮機吐出口（原子炉圧力計器帯レベルより 9025mm）
*7：水位は炉心損傷から発生するボイラを念慮しているため、有効燃料体積を下方のことではない。
*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に置なし。*9：T.K.S.L. = 東京湾平均海面
*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内器内圧力レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷した場合の判断値は約 1.05MPa（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
*11：検出点は 14 箇所、*12：検出点は 8 箇所
*13：東西設置位置監視設備からの常電により計測可能な計器は、AC 用直流通電圧及び区分 I 直流通電圧を電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/17)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ (RR/B系代替監視本線電圧) 重要代替監視本線電圧 (格納容器下部注水電圧) 燃料容器下部注水電圧 (S/C) *1	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 *14	検出器の種類	可搬型計測器 図 No.
⑥ 原子炉格納容器内の注水量	1	0～150m ³ /h(0号炉) 0～100m ³ /h(1号炉)	—*4	「①原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	—	AC100V DC24V	差圧式流量検出器	図 No. 1.15.2
⑦ 原子炉格納容器内の水位	2	0～300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の水位を監視するパラメータと同じ。	—	AC100V DC24V	熱電対	可
⑧ 原子炉格納容器内の温度	1	0～300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の最高温度(200℃)を監視可能。	—	AC100V DC24V	熱電対	可
	3	0～200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の最高圧力(27.0tPa)を監視可能。 原子炉格納容器の最高圧力(27.0tPa)におけるサブプレッショナル・チェンパールの飽和温度(約160℃)を監視可能。	—	AC100V DC24V	測温抵抗体	可
	4	0～200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の最高圧力(27.0tPa)を監視可能。	—	AC100V DC24V	測温抵抗体	可

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：平均出力電圧モニタの検出器は208個であり、平均出力電圧モニタの各チャンネルには、B2個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に相当する飽和温度。
 *5：監視点は高気圧検出器スケルトン下部 (原子炉格納容器内圧力レベルより1221mm)、*6：監視点は圧力検出器スケルトン下部より905mm。
 *7：水位は炉心床から発生するボイラを監視しているため、有効燃料層下部を監視することはない。
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。
 *9：T.R.S.L.による緊急停止後、原子炉格納容器内の水位を監視する。
 *10：炉心床には、原子炉停止後の経過時間における格納容器内各層の放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後には炉心損傷した場合の判断値は約1.0Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準時は炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所。
 *13：東西設置位置監視装置からの検出により計測可能な計器は、AC100V電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 *14	検出器の種類	可搬型計測器 図 No.
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の最高温度(200℃)を監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可
	サブプレッショナル・チェンパールの温度	2	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高温度(104℃)及び原子炉格納容器の最高温度(200℃)を監視可能。	—	緊急用 直流電源	熱電対	可
	サブプレッショナル・チェンパールの温度	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の最高圧力(620kPa[gage])におけるサブプレッショナル・チェンパールの飽和温度(約167℃)を監視可能。	—	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可
	格納容器下部水温	5	0～500℃ (ベテスタル床面0m) *7	—*8	ベテスタル床面にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がタウンスケールすることを検出することによってデブリ落下を検知可能。	—	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可
	格納容器下部水温	5	0～500℃ (ベテスタル床面+0.2m) *7	—*8	ベテスタル床面+0.2m以上のデブリの堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値タウンスケールにより検知可能。	—	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage]以下	「①原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	—	緊急用 直流電源	差圧式圧力検出器	可	
	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage]以下	原子炉格納容器の最高圧力(620kPa[gage])を監視可能。	—	緊急用 直流電源	差圧式圧力検出器	可	
⑧ 原子炉格納容器内の温度	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage]以下	「①原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	—	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可	

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：平均出力電圧モニタの検出器は208個であり、平均出力電圧モニタの各チャンネルには、B2個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に相当する飽和温度。
 *5：監視点は高気圧検出器スケルトン下部 (原子炉格納容器内圧力レベルより1221mm)、*6：監視点は圧力検出器スケルトン下部より905mm。
 *7：水位は炉心床から発生するボイラを監視しているため、有効燃料層下部を監視することはない。
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 *9：T.R.S.L.による緊急停止後、原子炉格納容器内の水位を監視する。
 *10：炉心床には、原子炉停止後の経過時間における格納容器内各層の放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後には炉心損傷した場合の判断値は約1.0Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準時は炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は14箇所、*12：検出点は8箇所。
 *13：東西設置位置監視装置からの検出により計測可能な計器は、AC100V電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/17）

分類	重要監視パラメータ	単位	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1}	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15.3 図 No.
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/F) ^{※2}	1	0～100kPa [abs]	最大値：245kPa [gauge]	原子炉格納容器の限界圧力(EL:020kPa [gauge])を監視可能。	-	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	並
	格納容器内圧力 (S/C) ^{※2}	1	0～280.7kPa [abs]	最大値：177kPa [gauge]						
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}									
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}									

⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。

※1：重要代替監視パラメータ、※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：監視出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、22個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する緩和温度。
 ※5：基準点は蒸気発生器スカーフトロップ（原子炉格納容器内圧力より122kPa）、※6：基準点は圧力容器等レベルより920mm
 ※7：水位は炉心直下から発生するボイドを含みであるため、有効水位係数を下回ることにはない。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 ※9：E.L.S.L.二相直流電源
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気温度がELの値で検出される。原子炉停止直後は約100kPa/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11：検出器は14箇所、※12：検出器は8箇所
 ※13：炉内帯電気圧監視設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/16）

分類	重要監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※1}	検出器の種類	可搬型計測器	第1.15-3 図 No.	
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	並	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}	2	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高格納温度(104℃)及び原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	並	
	サブプレッション・プール水温度 ^{※2}	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa [gauge])におけるサブプレッション・プールの飽和温度(約167℃)を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可	並	
	格納容器下部水温	(水温計兼サブアラート検出用)	5	0～500℃ (ベダスタル床面0m) ^{※7}	— ^{※8}	ベダスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がタウンスケールすることを検知することによってデブリ落下を検知可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可	並
		(水温計兼サブアラート検出用)	5	0～500℃ (ベダスタル床面±0.2m) ^{※7}	— ^{※8}	ベダスタル床面±0.2m以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値タウンスケールにより検知可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可	並
ドライウエル圧力 ^{※1}											
サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}											

⑥原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。

⑥原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。

⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※2}	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gauge]以下	原子炉格納容器の限界圧力(620kPa [gauge])を監視可能。	-	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	並
	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※2}	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gauge]以下						
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}									
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}									

※1 重要代替監視パラメータ、※2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3 平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※4 設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する緩和温度。
 ※5 基準点は蒸気発生器スカーフトロップ（原子炉格納容器内圧力より122kPa）、※6 基準点は蒸気発生器等レベルより920mm
 ※7 ベダスタル床面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
 ※8 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 ※9 基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より7,030mm）炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気温度がELの値で検出される。原子炉停止直後は約100kPa/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10 検出器は14箇所、※11 検出器は8箇所、※12 検出器は8箇所、※13 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上層EL.39,377mm（使用済燃料貯蔵ラック床面より4,888mm）電源池（炉内帯電気圧監視設備及び帯電代替監視電源設備）からの給電により計測可能な計器は、区分I、II直流電源、区分I、II中電子モジュール用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	前属性	電源 ^{※3}	検出部の 種類	可搬型 計測器	番 1.15.3 図 No.
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバール水位	1	6~11m (T.M.S.L.:1150~ ±9850mm) ^{※9}	2.32~0m (T.M.S.L.:3740~ -1150mm) ^{※9}	ウエットウェルレベル動作可信頼度(ペン トライン高さ(高:9.1m))を把握できる範囲 (サブプレッション・チェンバールを水源 とする非常用炉心冷却系の起動時に想定さ れる変動(低下)水位:±2.5mmを監視可能。)	- (Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	図
	格納容器下部水位	2	41m~2m+3m (T.M.S.L.:5500mm, -4600mm, -3850mm) ^{※9}	- *1	重大事故時において、原子炉格納容器下部 に格納炉心の冷却に必要な水深(底部から 12m)があることを監視可能。	- (Ss)	AM用 直流電源	電極式水位 検出器	可	図
<p>⑨ 原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。</p> <p>「⑩ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。</p> <p>「⑪ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。</p>										

※1:重要監視パラメータ、※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3:局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 ※4:設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する範囲精度。
 ※5:基準点は蒸気発生器スケルトン下部(原子炉圧力容器キャップより12245mm)、※6:基準点は重油燃料棒上部(原子炉圧力容器キャップより 4052mm)
 ※7:水位は炉心損傷から発生するボイラを念頭にしているため、重油燃料棒上部を下限としている。
 ※8:重大事故時等に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 ※9:T.M.S.L.:重油燃料棒上部
 ※10:炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11:検出器は1箇所、※12:検出器は8箇所
 ※13:西内直電式蒸気電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直電電源及び区分I直電電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	前属性	電源 ^{※14}	検出器の 種類	可搬型 計測器	番 1.15-3 図 No.
⑩ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバール水位 (高さ1m 駆動知用)	1	1m~9m (E.L.:2,030mm~ 12,030mm) ^{※8}	-0.5m~0m (E.L.:2,530mm~ 3,030mm) ^{※8}	ウエットウェルレベル動作可信頼度(ペン トライン下端高さ-1.64m; 通常水位上 6.5m)を把握できる範囲を監視可能。(サブ プレッション・チェンバールを水源とする非常用 炉心冷却系等の起動時に想定される変動 (低下)水位(-0.5m)を監視可能。)	- (Ss)	緊急用 直電電源	差圧式水位 検出器	可	⑩2
	格納容器下部水位 (高さ 0.5m,1.0m 未凍結知 用)	各2	+1.05m ^{※7} (E.L.:12,856mm) +0.50m, +0.95m ^{※7} (E.L.:12,306mm, 12,756mm)	- *8	炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間 に、ベデスタル床面から1mを超える高さ までの手動注水されたことの検出が可能。 デブリ落下後、ベデスタル床面+0.2m以上 のデブリ堆積までの間、ベデスタル床面か ら+0.5m~+1mの範囲に水位が維持され ていることの確認が可能。	- (Ss)	緊急用 直電電源	電極式水位 検出器	可	⑩3
	低圧代替注水系原子炉注水流 量(管設ライオン) ^{※1}	各2	+2.25m, +2.75m ^{※7} (E.L.:14,056mm, 14,556mm)	- *8	ベデスタル床面+0.2m以上のデブリ堆積 後、ベデスタル床面直上のベデスタル床面 から+2.25m~+2.75mの範囲に水位が維 持されていることの確認が可能。	- (Ss)	緊急用 直電電源	電極式水位 検出器	可	⑩3
	低圧代替注水系原子炉注水流 量(可搬ライオン) ^{※1}	各2	-	-						
<p>⑪ 重要監視パラメータ、※2:重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ ※3:平均出力領域計装A~Fの6チャンネルのうち、A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個、B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。 ※4:設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する範囲精度。 ※5:基準点は蒸気発生器スケルトン下部(原子炉圧力容器キャップより12245mm)、※6:基準点は重油燃料棒上部(原子炉圧力容器キャップより 4052mm) ※7:水位は炉心損傷から発生するボイラを念頭にしているため、重油燃料棒上部を下限としている。 ※8:重大事故時等に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 ※9:T.M.S.L.:重油燃料棒上部 ※10:炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放熱レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であ り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 ※11:検出器は1箇所、※12:検出器は8箇所 ※13:西内直電式蒸気電源設備からの給電により計測可能な計器は、区分I、II直電電源、区分I、II中圧式モニタ直電電源及び緊急直電電源を 電源とした計器である。</p>										

⑫ 原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「⑬ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑭ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/17)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	監視能力(計測範囲の考え方)	前露性	電源 ^{※3}	検出部の 種類	可搬型 計測器 図 No.
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ、 プール水位	1	6~11m (L.M.S.L.:115.0~ ±9850mm) ^{※9}	2.32~0m (L.M.S.L.:374.0~ -1150mm) ^{※9}	クエクトウニルベル操作可制御(ペン トライン高さ(上:9.1m)を把握できる範囲 を監視可能。 (サブプレッション・チェンバ、プールを水源 とする非常用炉心冷却系の起動時に想定さ れる変動(低下)水位:±2.5mmを監視可能。)	- (SS)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可
	格納容器下部水位	2	41m~2m, ±3m (L.M.S.L.:5300mm, -4600mm, -3850mm) ^{※9}	- ^{※9}	重大事故時において、原子炉格納容器下部 に格納炉心の冷却に必要な水位(底部から 12m)があることを監視可能。	- (SS)	AM用 直流電源	電極式水位 検出器	可
⑨ 原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
「⑩ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
「⑪ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 内部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気発生器スケルトン下層(原子炉圧力容器レベルより122.5cm)、*6: 基準点は蒸気発生器上部(原子炉圧力容器レベルより 203cm)
 *7: 水位は炉心損傷から発生するボイラを含まれているため、蒸気発生器上部を下限としている。
 *8: 重大事故時時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9: L.M.S.L.: 重大事故時飽和温度
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気発生器レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出器は12箇所、*12: 検出器は8箇所
 *13: 西内直電式蒸気電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直電式蒸気電源と電線とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	前露性	電源 ^{※4}	検出器の 種類	可搬型 計測器 図 No.
⑩ 原子炉格納容器内の水位	代替淡水貯槽水位 ^{※1}				「⑩ 水溜の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯槽水位 ^{※1}								
	ドライウエル圧力 ^{※1}								
サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}									
⑪ 原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	2	0~100vol%	約3.3vol%以下	重大事故時に原子炉格納容器内の水素 濃度が変動する可能性のある範囲(0~ 55.6vol%)を監視可能。	- (SS)	計器、サブ プレッ ション 装置; 緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	-
	格納容器内放射線モニタ (D/W) ^{※2}	2	10^{-2} Sv/h~ 10^2 Sv/h	90Sv/h未満 ^{※10}	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心 損傷した場合約90Sv/h)を把握する上 で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後 の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-
⑫ 原子炉格納容器内の放射線モニタ	格納容器内放射線モニタ (S/C) ^{※2}	2	10^{-2} Sv/h~ 10^2 Sv/h	90Sv/h未満 ^{※10}	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心 損傷した場合約90Sv/h)を把握する上 で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後 の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力領域計器A~Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計器のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気発生器スケルトン下層(原子炉圧力容器レベルより122.5cm)、*6: 基準点は蒸気発生器上部(原子炉圧力容器レベルより 203cm)
 *7: ベドスタル底面(コリウムシールド上表面: EL.11,806mm)からの高さ。
 *8: 重大事故時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9: 長橋点は通常運転水位 EL.3,030mm(サブプレッション・チェンバ底部より7,030mm)
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約90Sv/h(経過時間とともに判断値
 は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出器は12箇所、*12: 検出器は8箇所、*13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上段 EL.39,377mm(軽用済燃料プール底部より4,688mm)
 *14: 蓄電池(炉内常設直電式電源設備)からの給電により計測可能な計器は、区分 I、II 直流電源、区分 I、II 中性子モニタ用直電式電源及び緊急用直電式電源とした計器である。

「⑩ 水溜の確保」を監視するパラメータと同じ。
 「⑪ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/17)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	必要性	電源 ^{①②}	検出器の 種類	第 1.15.3 図 No.
④ 原子炉格納容器内水素濃度 ^②	格納容器内水素濃度 ^②	2	0~30vol% (6号炉) 0~20vol% (7号炉) 0~100vol% (7号炉)	0~6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~2Evol%) を計測可能な範囲とする。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。	S	計器、サンプリング装置、 区分 I、II 計測用交流電源	熱伝導式 水素検出器	空
	格納容器内水素濃度 (SA) ^②	2	0~100vol%			-	区分 I 直流電源	水素濃度 材料式水素 検出器	空
⑤ 原子炉格納容器内放射線検数率	格納容器内放射線検数率 (D/R)	2	10 ⁻² ~10 ² Sv/h	10Sv/h未満 ^{③④}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合に約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I 直流電源	電離管	空
	格納容器内放射線検数率 (S/C) ^{②⑤}	2	10 ⁻² ~10 ² Sv/h	10Sv/h未満 ^{③④}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合に約 10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I 直流電源	電離管	空

※1: 重要監視パラメータ、※2: 重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 原子炉格納容器内放射線検数率の検出器は20Sv/h以下、平均出力範囲モニタの各チャンネルは、52個ずつの検出器が入れられる。
 ※4: 設計基準事故時に発生される原子炉格納容器の高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5: 基準点は蒸気乾飽器スカーブ下層 (原子炉圧力容器等レベルより1225cm)、※6: 基準点は有差燃料格納容器 (原子炉圧力容器等レベルより905cm)。
 ※7: 水位は炉心室から発生するボイドを意図しているため、有差燃料格納容器を下回ることはない。
 ※8: 重大事故等時に原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線検数率 (D/R) の値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、検出器は14箇所、※12: 検出器は8箇所
 ※9: 設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線検数率 (S/C) の値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、検出器は14箇所、※12: 検出器は8箇所
 ※11: 検出器は14箇所、※12: 検出器は8箇所
 ※13: 原子炉格納容器内放射線検数率からの給電により計測可能な計器は、原子炉格納容器及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/16)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	必要性	電源 ^{①②}	検出器の 種類	第 1.15-3 図 No.
④ 原子炉格納容器内水位	代替排水貯槽水位 ^①				「④」水素の捕捉」を監視するパラメータと同じ。				
	西側排水貯槽水位 ^①								
	ドライウエール圧力 ^①								
	サブプレッション・チェンバ圧力 ^①								
⑤ 原子炉格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA)	2	0~100vol%	約3.2vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~35.6vol%) を監視可能。	- (SS)	計器、サンプリング装置、 緊急用交流電源	熱伝導式 水素検出器	空
	格納容器内放射線検数率 (D/W) ^{②③}	2	10 ⁻² Sv/h ~ 10 ² Sv/h	90Sv/h未満 ^{④⑤}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合に約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	空
⑥ 原子炉格納容器内放射線検数率 (S/C) ^{②③}	格納容器内放射線検数率 (S/C) ^{②③}	2	10 ⁻² Sv/h ~ 10 ² Sv/h	90Sv/h未満 ^{④⑤}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損傷した場合に約 90Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分 I、II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	空

※1: 重要代替監視パラメータ、※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A、C、E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 ※4: 設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5: 基準点は蒸気乾飽器スカーブ下層 (原子炉圧力容器等レベルより1340cm)、※6: 基準点は有差燃料格納容器 (原子炉圧力容器等レベルより920cm)。
 ※7: ベドスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL.11,806mm) からの高さ。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 ※9: 長橋点は通常運転水位 EL.3,030mm (サブプレッション・チェンバ底面より 7,030mm)。
 ※10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線検数率 (D/W) の値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11: 検出器は 2 箇所、※12: 検出器は 8 箇所、※13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上段 EL.39,377mm (軽水炉燃料プール底面より 4,688mm)。
 ※14: 蓄電池 (炉内常設直流通電設備) からの給電により計測可能な計器は、区分 I、II 直流電源、区分 I、II 中圧電子モータ用直流通電設備及び緊急用直流通電設備を電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	簡易性	電源	検出器の 種類	第 1.15.3 図 No.
⑩ 未 既 界 の 維持 又 は 監視	起動領域モニタ ^{※2}	10	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^4 \sim 2.0 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から 定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、 部分的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイ ードバック効果により短時間で戻り、かつ出 力上昇及び低下は急峻である。125%を超えた 領域でその指示に基づき降圧を行うもので ないことから、現状の計測範囲でも運転監視 に影響はない。また、重大事故等時により中 性子束に低下するため、現状の計測範囲でも 対応可能。	S	区分 I、II、 III、IV バイタル交流 電源	核分裂 電極箱	—
	平均出力領域モニタ ^{※2}	1 *3	$0 \sim 125\%$ ($1.2 \times 10^4 \sim 2.8 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性 子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、 部分的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイ ードバック効果により短時間で戻り、かつ出 力上昇及び低下は急峻である。125%を超えた 領域でその指示に基づき降圧を行うもので ないことから、現状の計測範囲でも運転監視 に影響はない。また、重大事故等時により中 性子束に低下するため、現状の計測範囲でも 対応可能。	S	区分 I、II、 III、IV バイタル交流 電源	核分裂 電極箱	—

*1：重要代替監視パラメータ、*2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：風館出力領域モニタの検出器は 20S 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32 個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気
 *5：基準点は蒸気乾燥器スカーレット下線（原子炉圧力容器レベルより 1225mm）、*6：基準点は蒸気乾燥器レベルより 205mm
 *7：水位は炉心直下から発生するボイラを念頭に置いたため、再動燃燃棒直部下回ることはない。
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし、*9：I、E、S、L、E 東海第二発電所
 *10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 198Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出点は 14 箇所、*12：検出点は 8 箇所
 *13：炉内蒸気直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、炉内蒸気電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	簡易性	電源	検出器の 種類	第 1.15-3 図 No.
⑪ 未 既 界 の 維持 又 は 監視	起動領域計器 ^{※2}	8	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^4 \sim 2.0 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $1.5 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から 定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計器が測定できる範囲を超え た場合は、平均出力領域計器によって監視可 能。 原子炉の起動時から定格出力運転時の中性 子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、 部分的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイ ードバック効果により短時間で戻り、かつ出 力上昇及び低下は急峻である。125%を超え た領域でその指示に基づき降圧を行うもの でないことから、現状の計測範囲でも運転監 視に影響はない。また、重大事故等時により中 性子束に低下するため、現状の計測範囲でも対 応可能。	S	区分 I、II 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電極箱	—
	平均出力領域計器 ^{※2}	2 ^{※3}	$0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $1.0 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性 子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、 部分的に計測範囲を超えるが、負の反応度フイ ードバック効果により短時間で戻り、かつ出 力上昇及び低下は急峻である。125%を超え た領域でその指示に基づき降圧を行うもの でないことから、現状の計測範囲でも運転監 視に影響はない。また、重大事故等時により中 性子束に低下するため、現状の計測範囲でも対 応可能。	S	区分 I、II 原子炉保護系 交流電源 区分 I、II 直流電源	核分裂 電極箱	—

*1 重要代替監視パラメータ、*2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3 平均出力領域計器 A～F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計器の A、C、E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 *4 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気
 *5 基準点は蒸気乾燥器スカーレット下線（原子炉圧力容器レベルより 1225mm）、*6 基準点は蒸気乾燥器レベルより 205mm
 *7 ベンチマーク表面（コリウムシールド上表面：EL.11, 806mm）からの高さ。
 *8 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし、*9 基準点は通常運転水位 EL.3, 030mm（サブプレッシャー・チェンバースより 7, 030mm）
 *10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値
 は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11 検出点 8 箇所、*12 検出点 8 箇所、*13 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 EL.39, 377mm（使用済燃料プール底面より 4, 688mm）
 *14 炉内蒸気直流電源設備及び炉内蒸気直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、区分 I、II 直流電源、区分 I、II 中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を
 電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ サブレンジョン・チェンバ プール水温度*2	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源*11	検出器の 種類	可兼利 計測器 図 No.
代 替 監視 冷却 系	復水補給水流量(代替監視設備)	1	0~200t/h	—*8	「④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。 代替監視設備時における復水移送ポンプの 最高使用速度(85℃)に余裕を見込みを設定 とする。	—	交流 直流電源	熱電対	可
	復水補給水温度				「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	復水補給水流量								
	復水補給水温度								
	格納容器注水流量								
	原子炉水位(芯筒機)*1					「②原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位(燃料機)*1					「②原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位(SA)*1					「②原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	復水移送ポンプ吐出圧力*1					「②原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	格納容器内圧力(S/C)*1					「②原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
サブレンジョン・チェンバ プール水位*1					「②原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
格納容器下層水位*1					「②原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
サブレンジョン・チェンバ 気体温度*1					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
ドライウエネル空間気温度*1					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力容器温度*1					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				

*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：最高出力領域ユニットの検出器は208個であり、平均出力領域ユニットの各サブレンジョンには、32個ずつの検出器が取り付けられる。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5：基準点は蒸気発生器スカート下層(原子炉圧力容器等レベルより1224cm)。 *6：基準点は蒸気発生器上部(原子炉圧力容器等レベルより205cm)
 *7：基準点は芯筒機から発生するボイムを含むため、有線感測器位置を下方にしている。
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 *9：T.M.S.L.（東京湾平均海面上）
 *10：炉心損傷は、原子炉停止直後の経過時間における格納容器芯筒機放射レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷は約105%/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出器は1箇所。 *12：検出器は8箇所
 *13：炉内蒸気式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、炉内直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源*11	検出器の 種類	可兼利 計測器 図 No.
代 替 監視 冷却 系	サブレンジョン・プール水温度*2				「④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	代替監視設備冷却系ポンプ入口温度	2	0~100℃	—*8	代替監視設備冷却系ポンプの最高使用温度(80℃)を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	熱電対	可
	代替監視設備冷却系格納容器スプレイ 流量	2	0~300m ³ /h	—*8	代替監視設備冷却系による格納容器スプレイ時に おける最大注水量(250m ³ /h)を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可
冷却 系	代替監視設備冷却系原子炉注水流量*1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系熱交換器出口温度*1				「②最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエネル空間気温度*1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
冷却 系	サブレンジョン・チェンバ 蒸気温度*1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				

*1：重要代替監視パラメータ。 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3：平均出力領域計装A~Fの6サブレンジョンのうち、A、Bの2サブレンジョンが対象、平均出力領域計装のA、C、Eサブレンジョンにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5：基準点は蒸気発生器スカート下層(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm)。 *6：基準点は蒸気発生器上部(原子炉圧力容器等レベルより205cm)
 *7：基準点は芯筒機から発生するボイムを含むため、有線感測器位置を下方にしている。
 *8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時に値なし。 *9：基準点は蒸気発生器上部(原子炉圧力容器等レベルより205cm)
 *10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器芯筒機放射レベルの値で判断する。原子炉停止直後は炉心損傷は約90%/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11：検出器は2箇所。 *12：検出器は8箇所。 *13：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上層EL.394.377m(使用済燃料貯蔵ラック下部より4,688mm)
 *14：蒸気式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、区分I、II直流電源、区分I、II中子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	直観性	電振 ^{※1}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.	
⑩ 最終ヒートシシクの種類	フィルタ装置水位 ^{※2}	2	0~6500mm	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 フィルタ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	AR 用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	差	
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa [gauge]	- ^{※3}	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力過剰 し装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge])が監視 可能。	(Ss)	AR 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	差	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻³ ~10 ⁻⁶ mSv/h	- ^{※3}	格納容器ペント実施時に、想定されるフィル タ装置出口の最大線量有線率(約 7X 10 ⁻⁶ mSv/h)を監視可能。	(Ss)	AR 用 直流電源	電離箱	-	差	
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	- ^{※3}	格納容器ペント停止後の運転によるパー ジを実施し、フィルタ装置及び配管北ベン トラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃 限界濃度(4vol%)未満であることを監視可 能。	(Ss)	計装：AR 用 直流電源 サンプリング 装置：区分 I バイカル交流 電源	熱伝導式 水素検出器	-	差	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0~30kPa	- ^{※3}	フィルタ装置金属フィルタの上昇差圧	(Ss)	AR 用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	差	
	フィルタ装置スクラバ水位	1	200~14	- ^{※3}	フィルタ装置スクラバ水位の pH(10~14)が監 視可能。	(Ss)	AR 用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	差	
	格納容器内圧力(S/A) ^{※1}	⑩ 原子炉格納容器内の圧力 を監視するパラメータと同じ。									
	格納容器内圧力(S/C) ^{※1}	⑩ 原子炉格納容器内の水素濃度 を監視するパラメータと同じ。									
	格納容器内水素濃度(SA) ^{※1}	⑩ 原子炉格納容器内の水素濃度 を監視するパラメータと同じ。									

※1：重要代替監視パラメータ、※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：監視出力調整モニタの検出器は 208 個であり、平均出力調整モニタの各チャンネルには、32 個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※5：基準点は蒸気発生器スカート下層(原子炉圧力容器等レベルより 12240mm)、※8：基準点は有効燃料柱頂部(原子炉圧力容器等レベルより 9050mm)
 ※7：水位は中心相から発生する放射線を含むため、有効燃料柱頂部を下限することはない。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は検出し、※9：L.M.S.L. = 重要電源切離し
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器気体温度気体放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下限とする。
 ※11：検出器は 8 箇所、※12：検出器は 8 箇所
 ※13：炉内設置式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、線量直線電圧及び区分 I 直流電源を電線とした計器である。

東海第二発電所

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	直観性	電振 ^{※14}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑩ 最終ヒートシシクの種類	フィルタ装置水位	2	180mm~5,500mm	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 フィルタ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑩
	フィルタ装置圧力 ^{※2}	1	0~1MPa [gauge]	- ^{※3}	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力過剰 し装置内の最高圧力(0.62MPa [gauge])が監視 可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	フィルタ装置スクラバ水位	1	0~300°C	- ^{※3}	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力差がと 監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑩
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁻⁵ Sv/h	- ^{※3}	格納容器ペント実施時に、格納容器圧力差がと 監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-	⑩
	フィルタ装置入口水素濃度	2	10 ⁻³ mSv/h~10 ⁻⁶ mSv/h	- ^{※3}	格納容器ペント実施時に、想定されるフィル タ装置出口の最大線量有線率(約 7X 10 ⁻⁶ mSv/h)を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	電離箱	可	⑩
	スクラバ水位	1	10 ⁻³ mSv/h~10 ⁻⁶ mSv/h	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 スクラバ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	電離箱	可	⑩
	スクラバ圧力	1	0~1MPa [gauge]	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 スクラバ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	スクラバ水素濃度	2	0~100vol%	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 スクラバ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	-	⑩
	スクラバ金属フィルタ差圧	2	0~30kPa	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 スクラバ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	⑩
	スクラバスクラバ水位	1	200~14	- ^{※3}	スクラバシステム上端を主監視範囲の中心とし、 スクラバ装置底層底層のみの上限、約 2200mm、下限、約 500mm を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	⑩

※1：重要代替監視パラメータ、※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：監視出力調整モニタの検出器は 208 個であり、平均出力調整モニタの各チャンネルには、32 個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※5：基準点は蒸気発生器スカート下層(原子炉圧力容器等レベルより 12240mm)、※8：基準点は有効燃料柱頂部(原子炉圧力容器等レベルより 9050mm)
 ※7：水位は中心相から発生する放射線を含むため、有効燃料柱頂部を下限することはない。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は検出し、※9：L.M.S.L. = 重要電源切離し
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器気体温度気体放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下限とする。
 ※11：検出器は 8 箇所、※12：検出器は 8 箇所
 ※13：炉内設置式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、線量直線電圧及び区分 I 直流電源を電線とした計器である。

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	例数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	面災性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
設計 最終 ヒート シシク の確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻³ ~10 ⁶ mSv/h	—**	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大線量当量率(約 1×10 ⁶ mSv/h)を監視可能。	— (Ss)	単相 直流電源	直線型	—	⑤
	フィルタ装置水蒸気濃度	1			並流熱ヒートシシクの水蒸気濃度（格納容器圧力減がし装置）を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器内水蒸気濃度 (SA) *				⑩原子炉格納容器内の水蒸気濃度を監視するパラメータと同じ。					

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 高圧出力調整モニタの検出器は20S 画であり、平均出力調整モニタの各チャンネルには、52個ずつの検出器が入れられる。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下層（原子炉圧力容器等レベルより1224mm）、*6: 基準点は右送燃料格納庫（原子炉圧力容器等レベルより905mm）
 *7: 基準点は蒸気乾燥器スカート下層（原子炉圧力容器等レベルより1224mm）、*8: 有効燃料格納庫を巡回することはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。*9: I, II, S, L, II 蒸気発生炉標準
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は11箇所、*12: 検出点は8箇所
 *13: 並行並流直流電源運からの給電により計測可能な計器は、並流直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	例数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	面災性	電源*	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
格納 容器 圧力 減がし 装置	フィルタ装置水位	2	180mm~5,500mm	—**	系統毎運転時におけるスクラビング水位の設定値 ⑩炉心損傷発生時のスクラビング水位及びびべント後のフイ ルタ装置運転時におけるスクラビング水位から上製水 位の高さを監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑬
	フィルタ装置圧力*2	1	0~1MPa [gauge]	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力減がし 装置の最高使用圧力(0.62MPa [gauge])を監視 可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
⑩最終 ヒートシ シクの確保	フィルタ装置スクラビング水 蒸気濃度*3	1	0~300℃	—**	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力減がし 装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑮
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—**	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線 量率(約5×10 ⁴ Sv/h)を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	—	⑯
耐圧 強化 ベ ント系	フィルタ装置入口水蒸気濃度	2	10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	—**	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場 合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大放 射線量率(約7×10 ⁶ mSv/h)を監視可能。 格納容器ベント停止後の蒸気によるページを取 出し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水 蒸気度が可燃限界濃度(4vol%)未満であるこ とを監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱伝導式 水蒸気検出器	—	⑰
	格納容器内水蒸気濃度 (SA) *				⑩原子炉格納容器内の水蒸気濃度を監視するパラメータと同じ。 ⑩原子炉格納容器内の水蒸気濃度を監視するパラメータと同じ。					
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² mSv/h~10 ⁵ mSv/h	—**	耐圧強化ベント系による格納容器ベント実施時 に、想定される排気ラインの最大放射線量率(約 9×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	—	⑱

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力調整モニタの検出器は20S 画であり、平均出力調整モニタの各チャンネルには、52個ずつの検出器が入れられる。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下層（原子炉圧力容器等レベルより1224mm）、*6: 基準点は右送燃料格納庫（原子炉圧力容器等レベルより905mm）
 *7: 基準点は蒸気乾燥器スカート下層（原子炉圧力容器等レベルより1224mm）、*8: 有効燃料格納庫を巡回することはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。*9: I, II, S, L, II 蒸気発生炉標準
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は11箇所、*12: 検出点は8箇所
 *13: 並行並流直流電源運からの給電により計測可能な計器は、並流直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/17)

分類	重要監視パラメータ	回数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^(*)	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15.2 図 No.
② 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^(*)	2	0~300℃	最大値 182℃	残留熱除去系の運転時に於ける、残留熱除去系冷却水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源	熱電対	可	⑬
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	最大値 182℃	残留熱除去系の運転時に於ける、残留熱除去系冷却水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源	熱電対	可	⑭
③ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系流量	2	0~4000m ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~3000m ³ /h (6号炉区分 III, IV) 0~2000m ³ /h (7号炉区分 I, II) 0~2000m ³ /h (7号炉区分 III)	0~2200m ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~1700m ³ /h (6号炉区分 III, IV) 0~2000m ³ /h (7号炉区分 I, II) 0~1500m ³ /h (7号炉区分 III)	① 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。 ② 原子炉機械冷却水の最大流量(2200m ³ /h (6号炉区分 I, II), 1700m ³ /h (6号炉区分 III, IV), 2000m ³ /h (7号炉区分 I, II), 1000m ³ /h (7号炉区分 III)) を監視可能。 ③ 代替原子炉機械冷却水の最大流量(800m ³ /h) を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑮
	残留熱除去系熱交換器入口流量	2	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~1200m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口流量の最大流量(1200m ³ /h) を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉機械冷却水のポンプ)の最大流量(470m ³ /h) を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II, III 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑯
④ 最終ヒートシンクの確保	原子炉圧力容器温度 ^(*)	1			① 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ^(*)	1			⑤ 原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
⑤ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系ポンプ吐出能力 ^(*)	1			⑥ 格納容器バイパスの監視を監視するパラメータと同じ。					

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 原子炉圧力容器の最高圧力は208個あり、平均出力調整モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 ※4: 設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※5: 基準点は蒸気乾燥器スケルトン下層(原子炉圧力容器スケルトンより122.4cm)、※6: 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器スケルトンより905cm)
 ※7: 水位は炉心釜から発生するボイムを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計書等事故時は使えない。
 ※9: T.W.S.S. 二重保護平均値
 ※10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気が放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11: 検出点は11箇所、※12: 検出点は3箇所
 ※13: 東西蓄電池式発電機設備からの給電により計測可能な計装は、説明書電源及び区分I直流電源を電源とした計装である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/16)

分類	重要監視パラメータ	回数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^(*)	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図 No.
② 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^(*)	2	0~300℃	182℃以上	残留熱除去系の運転時に於ける、残留熱除去系冷却水の最高温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II 計測用交流電源	熱電対	可	⑫
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0~300℃	182℃以上	残留熱除去系の運転時に於ける、残留熱除去系冷却水の最高温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II 計測用交流電源	熱電対	可	⑬
③ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系流量	2	0~550L/s	493L/s	④ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。 残留熱除去系の運転時に於ける、残留熱除去系冷却水の最大流量(493L/s)を監視可能。 緊急用海水系の運転時に於ける、緊急用海水系流量(650m ³ /h)を監視可能。	C (Ss)	区分 I, II 計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑭
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^(*)	1	0~800m ³ /h	— ^(*)	緊急用海水系の運転時に於ける、緊急用海水系流量(650m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑮
④ 最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ^(*)	1	0~50m ³ /h	— ^(*)	緊急用海水系の運転時に於ける、緊急用海水系流量(40m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	緊急用直流電源	差圧式流量検出器	可	⑯
	原子炉圧力容器温度 ^(*)	1			① 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
⑤ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度 ^(*)	1			⑥ 原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	残留熱除去系ポンプ吐出能力 ^(*)	1			⑦ 水源の確保を監視するパラメータと同じ。					

※1 重要監視パラメータ、※2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3 平均出力領域計装A~Fの6チャンネルのうち、A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装はそれぞれ21個、B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 ※4 設計基準時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 ※5 基準点は蒸気乾燥器スケルトン下層(原子炉圧力容器スケルトンより122.4cm)、※6 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器スケルトンより905cm)
 ※7 ベグスタル底面(コリウムシールド上表面: EL.11,806mm)からの高さ
 ※8 重大事故等時に使用する設備のため、設計書等事故時は使えない。
 ※9 基準点は通常運転水位EL.3,030mm(サブプレッション・チェンバ底面より7,030mm)は低くなる、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気が放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空気が放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11 検出点は11箇所、※12 検出点は3箇所
 ※13 東西蓄電池式発電機設備からの給電により計測可能な計装は、説明書電源及び区分I直流電源を電源とした計装である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14/17）

分類	重要監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の種類	第 1.15.3 図 No.
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位(広帯域)**			「②原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位(燃料域)**							
	原子炉水位(SA)**							
	原子炉圧力**							
格納容器内の状態	原子炉圧力(SA)**			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力容器温度**			「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル空間気温度**			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
格納容器バイパスの監視	格納容器内圧力(D/G)**			「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力(S/C)**			「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力(SA)**			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力	原子炉圧力	0~12MPa[range]	最大値:11.8MPa[range] 最小値:0.5MPa[range]	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	0 (Ss)	区分Ⅱ、Ⅲ 直流通電	単体圧力 検出器	⑧
	原子炉圧力	0~2.5MPa[range]	最大値:3.5MPa[range]	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	0 (Ss)	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流通電	単体圧力 検出器	⑨

*1: 重要代替監視パラメータ *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 島通出力領域モニタの検出範囲は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32 個ずつの番号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾燥器スケルトン下層(原子炉圧力容器等レベルより 1224cm)、*6: 基準点は有効燃料棒領域(原子炉圧力容器等レベルより 925cm)
 *7: 水位は炉心感から発生する蒸気を検出するため、有効燃料棒領域を下回ることはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 *9: [L.M.S.L.] 東京電力の基準。
 *10: 炉心監視は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気発生レベルが検出される場合の判断値は約 10sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は 1 箇所、*12: 検出点は 8 箇所
 *13: 原子炉圧力直流通電設備からの給電により計測可能な計器は、直流通電設備及び区分Ⅰ直流通電を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/16）

分類	重要監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の種類	第 1.15-3 図 No.
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位(広帯域)**			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位(燃料域)**							
	原子炉水位(SA)**							
	原子炉圧力**							
格納容器内の状態	原子炉圧力(SA)**			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力容器温度**			「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル空間気温度**			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
格納容器バイパスの監視	格納容器内圧力(D/G)**			「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力(S/C)**			「④原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力(SA)**			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				

*1: 重要代替監視パラメータ *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力領域モニタの検出範囲は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32 個ずつの番号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾燥器スケルトン下層(原子炉圧力容器等レベルより 1224cm)、*6: 基準点は有効燃料棒領域(原子炉圧力容器等レベルより 925cm)
 *7: 水位は炉心感から発生する蒸気を検出するため、有効燃料棒領域を下回ることはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 *9: 基準点は通常運転水位 EL.3.030m (サブプレッション・チェンバ底部より 7.030m) 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気発生レベルが検出される場合の判断値は約 10sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *10: 検出点は 1 箇所、*11: 検出点は 8 箇所、*12: 検出点は 8 箇所、*13: 基準点は炉心監視設備からの給電により計測可能な計器は、直流通電設備及び区分Ⅰ、Ⅱ直流通電を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	観測	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
④ 水 源 の 確 保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	復水貯蔵槽の底面からオバーフローレベル A (0号炉: 1.0~1.5m, 7号炉: 1.0~1.7m) を 監視可能。	— (SS)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	立
	サブプレッシャポンプ・チェンバ プール水位				「⑩原子炉格納容器内の水位。を監視するパラメータと同じ。」					
	高圧代替注水系統流量* 復水供給系統流量* （RFR系代替注水流量）*1 復水供給系統流量* （RFR系代替注水流量）*1 原子炉隔離時冷却系統流量*1 高圧炉心スプレイズ系統流量* 残留熱除去系統流量*1 復水供給系統流量* （格納容器下部注水流量）* 原子炉水位（燃料罐）*1 原子炉水位 (SA) * 復水移送ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	3	0~2MPa [gauge]	—*1	「⑩原子炉格納容器内の水位。を監視するパラメータと同じ。」 重大事故等時における、復水供給系統の最高 使用圧力 (約 1.7MPa [gauge]) を監視可能。 「⑩格納容器内圧力の監視。を監視するパラメータと同じ。」	— (SS)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	立

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 島根出力領域モニタの検出器は 208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、32個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 *5: 基準点は蒸気乾燥機スカーフト下流（原子炉圧力容器等レベルより 224cm）、*6: 基準点は有効蒸気発生器（原子炉圧力容器等レベルより 200cm）
 *7: 水位は炉心底部から発生する蒸気量を念のため、有効蒸気発生器を下限としている。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時値とし、*9: T.M.S.L.（電圧調整範囲）
 *9: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内等因気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 1.0Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は 11箇所、*12: 検出点は 8箇所
 *13: 既設蒸気直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、22個（直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である）

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	観測	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 水 源 の 確 保	サブプレッシャポンプ・プール水位*1				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	代替淡水貯槽水位	1	0~20m	—*8	代替淡水貯槽の底面より上の水位計検出点か らポンプ戻り配管レベル (0~20m) を監視可 能。 圧縮淡水貯水設備の水槽底面より 1m から 1.5m (水増上機) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	感測淡水貯水設備水位	1	0~6.5m	—*8	圧縮淡水貯水設備の水槽底面より 1m から 1.5m (水増上機) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。	— (SS)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	高圧代替注水系統流量*1 代残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1 原子炉隔離時冷却系統流量*1 高圧炉心スプレイズ系統流量*1 残留熱除去系統流量*1 低圧炉心スプレイズ系系流量*1 常設高圧代替注水系ポンプ吐出 圧力*1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力*1 高圧炉心スプレイズ系ポンプ吐出 圧力*1 代残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1 低圧炉心スプレイズ系ポンプ吐出 圧力*1 常設低圧代替注水系ポンプ吐出 圧力*1	2	0~10MPa [gauge] 0~10MPa [gauge] 0~10MPa [gauge] 0~5MPa [gauge] 0~4MPa [gauge] 0~4MPa [gauge] 0~5MPa [gauge]	—*8 8.96MPa [gauge] 8.01MPa [gauge] —*8 3.45MPa [gauge] 3.79MPa [gauge] —*8	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.96MPa [gauge]) を監視可能。 原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.96MPa [gauge]) を監視可能。 高圧炉心スプレイズ系ポンプ運転時の吐出圧力 (8.01MPa [gauge]) を監視可能。 代残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) を監視可能。 残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gauge]) を監視可能。 低圧炉心スプレイズ系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.79MPa [gauge]) を監視可能。 常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.14MPa [gauge]) を監視可能。	— (SS) C (SS) C (SS) — (SS) C (SS) C (SS) — (SS)	緊急用 直流電源 区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 交流電源 緊急用 直流電源 区分Ⅰ 交流電源 区分Ⅱ 交流電源 緊急用 直流電源 区分Ⅰ 交流電源 緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器 弾性圧力 検出器	可 可 可 可 可 可 可 可 可 可 可 可 可	⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩ ⑩

*1: 重要代替監視パラメータ、*2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A、B の 2 チャンネルが対象、平均出力領域計装の A、C、E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B、D、F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 *5: 基準点は蒸気乾燥機スカーフト下流（原子炉圧力容器等レベルより 224cm）、*6: 基準点は有効蒸気発生器（原子炉圧力容器等レベルより 200cm）
 *7: 水位は炉心底部から発生する蒸気量を念のため、有効蒸気発生器を下限としている。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時値は値なし、*9: 基準点は通常運転水位 EL.3.030mm（サブプレッシャポンプ・チェンバプールより 7,030mm）
 *9: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内等因気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値
 は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *10: ベアスタル底面（コリウムシールド表面：EL.11,806mm）からの高さ、*11: 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器等レベルより 920cm）
 *12: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内等因気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値
 は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *13: 既設蒸気直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、22個（直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である）

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	観測	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源 ^{※3}	出力器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
④ 水 源 の 確 保	低圧貯蔵槽水位 (SA)	1	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)	霞水貯蔵槽の感測からオートバーフローレベル A(0号炉：1.0～1.5.5m, 7号炉：1.0～1.5.7m)を 監視可能。	— (SB)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	立
	サブコンクリート、チエンバ、 プール水位				「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	高圧代替注水系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系統流量 ^{※1} （RFR B系代替注水流量） ^{※1} （RFR B系代替注水流量） ^{※1} 原子炉隔離時冷却系統流量 ^{※1} 高圧炉心冷却系統流量 ^{※1} 低圧炉心冷却系統流量 ^{※1} （格納容器下部注水流量） ^{※1} 原子炉水位（広帯域） ^{※1} 原子炉水位（燃料域） ^{※1} 原子炉水位 (SA) ^{※1} 低圧代替注水ポンプ吐出圧力 ^{※1} 低圧代替注水ポンプ吐出圧力 ^{※1}	3	0～2MPa.gage	— ^{※7}	「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 重大事故等時における、霞水層結水系の最高 使用圧力（約1.7MPa.gage）を監視可能。 「低圧代替注水ポンプ吐出圧力 ^{※1} 」 を監視するパラメータと同じ。	— (SB)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	立

※1：重要代替監視パラメータ、※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ ※3：島根出力監視計装A～Fの6チャンネルは208個であり、平均出力監視計装ニラの各チャンネルには、32個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5：基準点は蒸気乾燥機スカーフト下部（原子炉格納容器レベルより224cm）、※6：基準点は右効燃焼室頂部（原子炉格納容器レベルより200cm）
 ※7：水位は炉心部から発生する蒸気ドレインを念のため、右効燃焼室頂部を下限とするとはしない。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし、※9：T.M.S.L.を監視する設備。
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空同気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約1DSv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11：検出点は1箇所、※12：検出点は8箇所
 ※13：既設蒸気直流通過装置からの給電により計測可能な計器は、2型用直流通過装置及び区分Ⅰ直流通過装置を電源とした計器である。

東海第二発電所

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	観測	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	信頼性	電源 ^{※3}	出力器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 水 源 の 確 保	低圧代替注水系統原子炉注水流量 （広帯域用） ^{※1} 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （常設用） ^{※1} 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （可搬用） ^{※1} 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （常設用） ^{※1} 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （可搬用） ^{※1} 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （常設用） ^{※1} 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （可搬用） ^{※1} 低圧代替注水系統格納容器 下部注水流量 ^{※1} 原子炉水位（広帯域） ^{※1} 原子炉水位（燃料域） ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}	3			「⑩原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。 重大事故等時における、霞水層結水系の最高 使用圧力（約1.7MPa.gage）を監視可能。 「低圧代替注水ポンプ吐出圧力 ^{※1} 」 を監視するパラメータと同じ。	— (SB)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	立

※1：重要代替監視パラメータ、※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ ※3：島根出力監視計装A～Fの6チャンネルは208個であり、平均出力監視計装ニラの各チャンネルには、32個ずつの信号が入力される。
 ※4：設計基準事故時に想定される原子炉格納容器の最高圧力に対する飽和蒸気。
 ※5：基準点は蒸気乾燥機スカーフト下部（原子炉格納容器レベルより224cm）、※6：基準点は右効燃焼室頂部（原子炉格納容器レベルより200cm）
 ※7：水位は炉心部から発生する蒸気ドレインを念のため、右効燃焼室頂部を下限とするとはしない。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし、※9：T.M.S.L.を監視する設備。
 ※10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内空同気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約1DSv/h（経過時間とともに判断値
 は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※11：検出点は8箇所、※12：検出点は8箇所、※13：既設蒸気直流通過装置及び常設代替直流通過装置からの給電により計測可能な計器は、区分Ⅰ、Ⅱ直流通過装置、区分Ⅰ、Ⅱ直流通過装置及び緊急用直流通過装置
 を電源とした計器である。

備考

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
④ 原子 炉建屋 内 の 水素 濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0~20vol%	—**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素 濃度の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上 で監視可能(なお、静的燃焼式水素再結合器に て、原子炉建屋内の水素濃度を可搬限界であ る4vol%未満に低減する)。	— (Ss)	過圧 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—	④
	静的燃焼式水素再結合器 動作監視装置*	4	0~300℃	—**	重大事故等時に想定される温度を監視可能。 合器の作動時に想定される温度を監視可能。	— (Ss)	過圧 直流電源	熱電対	可	④
	格納容器内酸蒸気濃度	2	0~20vol% (6.9号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7.0号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸蒸気濃 度が増加する可能性がある範囲(0~4.9vol%) を計測可能な範囲とする。	— (Ss)	計器、ポンプ リング電源; 区分 I、II 計 測用交流電源	熱誘気視式 酸蒸気検出器	—	④
⑤ 原子 炉格 納容 器内 の	格納容器内窒素放射線 レベル (D/R)*1	「⑤原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内窒素放射線 レベル (S/C)*1	「⑤原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力 (D/R)*1	「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力 (S/C)*1	「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

*1: 重要代替監視パラメータ。 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 異常出力制限装置の検出器は208個であり、平均出力制限モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の高圧力に対する熱和温度。
 *5: 基準点は蒸気発生器スカート下端(原子炉圧力容器容レベルより1224mm)。 *6: 基準点は有効燃料棒頂端(原子炉圧力容器容レベルより905cm)
 *7: 蒸気発生器から発生するボイドを含んだため、有効燃料棒頂部を上面のこととはたが。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時には値なし。 *9: I、II、S、L、=東京電力が設置
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内窒素放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h(経過時間とともに相対値は低くなる)であ
 り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は11箇所。 *12: 検出点は8箇所
 *13: 圧力監視式直達電圧計からの給電により計測可能な計器は、AM用直達電圧及び区分I直達電圧を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**14	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 原子 炉建 屋内 の 水素 濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0~10vol%	—**	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素 濃度の可能性(水素濃度:4vol%)を把握す る上で監視可能(なお、静的燃焼式水素再結 合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可搬限界 である4vol%未満に低減する)。	— (Ss)	緊急用 交流電源	熱感式 水素検出器	—	④
	静的燃焼式水素再結合器 動作監視装置*1	3	0~20vol%	—**	重大事故等時に想定される温度範囲を監視可 能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—	④
	格納容器内酸蒸気濃度 (S/A)	4	0~300℃	—**	重大事故等時において、静的燃焼式水素再結 合器作動時に想定される温度範囲を監視可 能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	④
	格納容器内酸蒸気濃度 (S/C)*1	2	0~25vol%	約4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の 酸蒸気濃度が増加する可能性がある範囲(0~ 4.4vol%)を監視可能。	— (Ss)	計器、ポンプリ ング電源;緊 急用交流電源	熱誘気視式 酸蒸気検出器	—	④
⑤ 原子 炉格 納容 器内 の	格納容器内窒素放射線モニタ (D/W)*1	「⑤原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内窒素放射線モニタ (S/C)*1	「⑤原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	ドラウワイヤル圧力*1	「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ圧力*1	「⑤原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

*1: 重要代替監視パラメータ。 *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力制限装置A~Fの6チャンネルのうち、A、Bの2チャンネルが対象。平均出力制限計装のA、C、Eチャンネルにはそれぞれ21個、B、D、Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気発生器スカート下端(原子炉圧力容器容レベルより1,340mm)。 *6: 基準点は燃料棒頂部(原子炉圧力容器容レベルより920cm)
 *7: ベテスタル底面(コリウムシールド上表面; EL:11,806mm)からの高さ。
 *8: 重大事故等時に使用される設備のため、設計基準事故時には値なし。 *9: 基準点は異常電圧水位EL:3,030mm(サブプレッション・チェンバ底面より7,030mm)。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内窒素放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の相対値は約90Sv/h(経過時間とともに相対値
 は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点2箇所。 *12: 検出点8箇所。 *13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端EL:39,377mm(使用済燃料貯蔵ラック底部より4,688mm)
 *14: 格納容器内直達電圧計及び格納容器直達電圧計からの給電により計測可能な計器は、区分I、II直達電圧、区分I、II中圧力モニタ用直達電圧及び緊急用直達電圧を
 電源とした計器である。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（17/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
使用済燃料プール の監視	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度 (SA 広域) **	1**	T.M.S.L. 20180~ 21170mm(6号炉)**	T.K.S.L. 21392mm (6号炉)**	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部直轄までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (Ss)	区分 I 直流電源	熱電対	可	⑬
			T.M.S.L. 20180~ 21123mm(7号炉)**	T.K.S.L. 21392mm (7号炉)**						
	使用済燃料貯蔵プール温度 ・湿度 (SA) **	1**	T.M.S.L. 23120~ 30420mm(6号炉)**	T.K.S.L. 31392mm (6号炉)**	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	— (Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑬
			T.M.S.L. 23173~ 30373mm(7号炉)**	T.K.S.L. 31392mm (7号炉)**						
使用済燃料貯蔵プール 放射能モニタ (高レンジ、低レンジ) **	1	0~150℃	最大値: 150℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの湿度を監視可能。	— (Ss)	AM 用 直流電源	電線直	—	⑬	
		10 ⁻² ~10 ⁻³ Sv/h (6号炉)	10 ⁻² ~10 ⁻³ Sv/h (7号炉)							
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ**	1	0~120℃	最大値: 65℃	重大事故等時に使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	— (Ss)	カメラ: 区分 I ハイタル交 直電機	赤外線 カメラ	—	⑬	
		10 ⁻² ~10 ⁻³ Sv/h (7号炉)	10 ⁻² ~10 ⁻³ Sv/h (7号炉)							

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 高圧出力監視モニタの検出値は208個であり、平均出力監視モニタのチャイナネルには、32個ずつの信号が入力される。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉出力監視の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾燥機スカーレット下降(原子炉圧力容器等レベルより1224cm), *6: 基準点は右端燃料貯蔵部(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *7: 水位は炉心損傷から発生する蒸気を検出するための、右端燃料貯蔵部を参照することはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は破断し、*9: T.K.S.L. 21392mm(7号炉)より下。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射能レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は14箇所, *12: 検出点は8箇所
 *13: 既設監視装置設置からの検電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16/16）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源**	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑬ 使用済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) **	1	—4.300mm~ ±7.200mm**	±6.818mm (DL 46.195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部直轄までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (Ss)	区分 II 直流電源 直流電源	ガイドバル ス式水位 検出器	—	⑬
			DL 35.077mm~ 46.577mm)	—						
	使用済燃料プール温度 (SA) **	1**	0~120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑬
			10 ⁻² Sv/h~10 ⁻³ Sv/h (高レンジ、低レンジ) **	—**						
使用済燃料プール監視カメラ**	1	0~120℃	—**	重大事故等時に使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	— (Ss)	カメラ: 緊急用 直流電源 緊急用 直流電源	赤外線 カメラ	—	⑬	

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 *3: 平均出力監視装置 A~F の 6 チャイナネルのうち、A, B の 2 チャイナネルが対象。平均出力監視装置は 22 個の検出器がある。
 *4: 設計基準事故時に想定される原子炉出力監視の最高圧力に対する飽和温度。
 *5: 基準点は蒸気乾燥機スカーレット下降(原子炉圧力容器等レベルより1,340cm), *6: 基準点は右端燃料貯蔵部(原子炉圧力容器等レベルより905cm)
 *7: 水位は炉心損傷から発生する蒸気を検出するための、右端燃料貯蔵部を参照することはない。
 *8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は破断し、*9: T.K.S.L. 21392mm(7号炉)より下。
 *10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内蒸気放射能モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *11: 検出点は2箇所, *12: 検出点は8箇所, *13: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 DL 39.377mm (使用済燃料プール底部より4,688mm)
 *14: 蓄電池(所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備)からの検電により計測可能な計器は、区分 I, II 直流電源、区分 I, II 中性子モニタ用直流電源及び緊急用直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/15)

- ： 同一物理量(温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束)により推定する。
- ： 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
- ： 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- ： 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定する。
- ： 必要な圧力が確保されていることを、フイェルタ装置水位の水位変化により推定する。
- ： 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ： 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
- ： 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差正により推定する。
- ： 水素濃度を格納容器への空気(酸素)の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
- ： エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ： 原子炉格納容器への注水状態を原子炉格納容器の挿入状態により推定する。
- ： 原子炉格納容器の挿入状態を原子炉格納容器の挿入状態により推定する。
- ： 除熱状態をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ： 水素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ： エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ： 原子炉格納容器への注水状態を原子炉格納容器の挿入状態により推定する。
- ： 使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水素濃度が確保されていることを推定する。
- ： 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差正により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器温度		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定すること、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料格納部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力	ケース6	
		②原子炉圧力 (SA)		
		②原子炉水位 (広帯域)		
原子炉圧力容器内の温度		②原子炉水位 (燃料域)		
		②原子炉水位 (SA)		
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

対処設備、設備名称の相違及び代替パラメータ推定方法の相違を下線で示す。(次頁以降同様)

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/19)

【推定ケース】

- ケース1 : 同一物理量(温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束)により推定する。
- ケース2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
- ケース3 : 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース4 : 除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定する。
- ケース5 : 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力 (S/C) の差正により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。
- ケース6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ケース7 : 原子炉圧力容器破損後にベグスタル(ドライウニル部)に落下したダブリの漏水状態を温度により推定する。
- ケース8 : 原子炉格納容器内の水位をドライウニル圧力とサブプレッジョン・チャンネル圧力の差正により推定する。
- ケース9 : 水素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース10 : 放射線量をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース11 : エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ケース12 : 原子炉格納容器への注水状態を原子炉格納容器の挿入状態により推定する。
- ケース13 : 原子炉格納容器の挿入状態を原子炉格納容器の挿入状態により推定する。
- ケース14 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水素濃度が確保されていることを推定する。

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器温度		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定すること、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料格納部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力	ケース6	
		②原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力容器内の温度		②原子炉水位 (広帯域)		
		②原子炉水位 (燃料域)		
		②原子炉水位 (SA広帯域)		
原子炉圧力容器内の温度		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA) ⑤原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水系統流量 ④復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ⑤復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ⑥原子炉隔離時冷却系統流量 ⑦高圧炉心注水系統流量 ⑧残留熱除去系統流量	ケース 1 ケース 2	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ④復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ⑤復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ⑥原子炉隔離時冷却系統流量 ⑦高圧炉心注水系統流量 ⑧残留熱除去系統流量	ケース 1 ケース 2 ケース 1E	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

東海第二発電所

備考

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	ケース 6	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	ケース 1	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉圧力 (SA)	②原子炉水位 (燃料域)	ケース 6	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	②高圧代替注水系統流量 (RR-A系代替注水流量) ③復水補給水系統流量 (RR-B系代替注水流量) ④原子炉隔離時冷却系統流量 ⑤高圧炉心注水系統流量 ⑥残留熱除去系統流量	ケース 2	③高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR-B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	①原子炉圧力	ケース 1B	①原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (燃料域)	②高圧代替注水系統流量 ③復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量) ④原子炉隔離時冷却系統流量 ⑤高圧炉心注水系統流量 ⑥残留熱除去系統流量	ケース 1	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR-B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ②復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系統流量 ④残留熱除去系統流量	ケース 2	③高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RR-B系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④残留熱除去系統流量を考慮し、原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (燃料域)	②高圧代替注水系統流量 ③復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量) ④原子炉隔離時冷却系統流量 ⑤高圧炉心注水系統流量 ⑥残留熱除去系統流量	ケース 1B	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	②原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ④高圧代替注水系統流量 ⑤低圧代替注水系統流量 (管設ライン用) ⑥高圧代替注水系統流量 (管設ライン後部用) ⑦高圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ⑧高圧代替注水系統流量 (可搬ライン後部用) ⑨代替蒸発冷却系原子炉注水流量 ⑩原子炉隔離時冷却系統流量 ⑪高圧炉心スプレイズ系系統流量 ⑫残留熱除去系統流量 ⑬低圧代替注水系統流量	ケース 2	②原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (管設ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライン後部用)、代替蒸発冷却系原子炉注水流量、高圧炉心スプレイズ系系統流量、残留熱除去系統流量、高圧炉心スプレイズ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッショントラッキング・チェンバンプレッシングの差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力	ケース 5	①原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッショントラッキング・チェンバンプレッシングの差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (燃料域)	②高圧代替注水系統流量 ③復水補給水系統流量 (RR-A系代替注水流量) ④原子炉隔離時冷却系統流量 ⑤高圧炉心スプレイズ系系統流量 ⑥残留熱除去系統流量	ケース 1	

*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チェンネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①原子炉圧力の1チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視がなくなった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チェンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チェンネル ②原子炉水位 (SA)	ケース 1	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、他チェンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	③復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ③復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ③原子炉隔離時冷却系統流量 ③高圧炉心注水系統流量 ③残留熱除去系統流量	ケース 2	③高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (SA)	④原子炉圧力 (SA) ④原子炉圧力 (SA) ④格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1E	④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チェンネルを優先する。
	原子炉水位 (広帯域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系統流量 ②復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ②復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ②原子炉隔離時冷却系統流量 ②高圧炉心注水系統流量 ②残留熱除去系統流量 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1 ケース 2 ケース 1E	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧代替注水系統流量、復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系統流量、高圧炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA 広帯域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	①原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉水位 (SA 燃料域)	②高圧代替注水系統流量 ②低圧代替注水系統流量 (管設ライオン用) ②低圧代替注水系統流量 (管設ライオン除垢用) ②低圧代替注水系統流量 (可搬ライオン用) ②低圧代替注水系統流量 (可搬ライオン除垢用)	ケース 2	②高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量 (管設ライオン用)、低圧代替注水系統流量 (管設ライオン除垢用)、低圧代替注水系統流量 (可搬ライオン用) の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (SA)	③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッショ・チェンネル圧力	ケース 5	③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッショ・チェンネル圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
	原子炉圧力 (SA)	③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッショ・チェンネル圧力	ケース 5	③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッショ・チェンネル圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) + 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水流量 *代替蒸発凝縮処理系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①残留熱除去系統流量の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。
	低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン兼帯域用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン兼帯域用) 低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可兼ライオン用)	①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライオン用)、低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可兼ライオン用)、低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可兼ライオン兼帯域用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系統原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	代替蒸発凝縮系原子炉注水流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①代替蒸発凝縮系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替蒸発凝縮系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧代替注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) + 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
原子炉隔離時冷却系統流量	原子炉隔離時冷却系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①原子炉隔離時冷却系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①高圧炉心注水系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
残留熱除去系統流量	残留熱除去系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	ケース3	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (副機性又は副機域性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①高圧炉心スプレイ系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。
	残留熱除去系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①残留熱除去系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系統流量	①サブプレッジョン・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース3	①低圧炉心スプレイ系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッジョン・プールの水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (副機性又は副機域性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	復水補給水流量 (RHR B 系代 替注水量) + 復水補給水流量 (格納容器 下部注水量)	①復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 3	①復水補給水流量 (RHR B 系代替注水量)、復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 上の復水補給水流量 (RHR B 系代替注水量) を推定する。 ③注水先の格納容器下部水位 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 上の復水補給水流量 (RHR B 系代替注水量) を推定する。 ④注水先の格納容器下部水位 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 上の復水補給水流量 (RHR B 系代替注水量) を推定する。 ⑤注水先の格納容器下部水位 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 上の復水補給水流量 (RHR B 系代替注水量) を推定する。
	*代替格納冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照		ケース 7	
			ケース 3	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	①ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、他チャネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係をj用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。
	サブプレッジョン・チェンバ気体温度	①サブプレッジョン・チェンバ・プール水温	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ・プール水温によりサブプレッジョン・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係をj用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッジョン・チェンバ気体温度を推定する。
	サブプレッジョン・チェンバ・プール水温	①サブプレッジョン・チェンバ気体温度、*2 ②主要パラメータの他チャネル ③サブプレッジョン・チェンバ気体温度	ケース 1 ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバ・プール水温の1チャネルが故障した場合、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ・プール水温の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ気体温度によりサブプレッジョン・チェンバ・プール水温を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉運転の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可報ライン用)	①代替淡水貯槽水位 ②西側淡水貯槽水位 ③サブプレッジョン・プール水位	ケース 3	①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可報ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッジョン・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可報ライン用) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系統格納容器下部注水量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	ケース 3	①低圧代替注水系統格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッジョン・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 6	①ドライウエル雰囲気温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係をj用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッジョン・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。
	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッジョン・プール水温 ③サブプレッジョン・チェンバ圧力	ケース 1 ケース 6	①サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係をj用してサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉運転の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系統流量 (RRB 系代替注水流量) = 復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) - 注水流量 復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ※代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 3	①復水補給水系統流量 (RRB 系代替注水流量)、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 上の復水補給水系統流量 (RRB 系代替注水流量) ③注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
		②格納容器内圧力 (D/W)	ケース 7	
		③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 3	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1 ケース 6	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係をj用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力 (S/C) により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース温度	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度 ②格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1 ケース 6	①サブプレッジョン・チェンバース温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度によりサブプレッジョン・チェンバース温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係をj用して格納容器内圧力 (S/C) によりサブプレッジョン・チェンバース温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバース内にあるサブプレッジョン・チェンバース・プールの温度を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度	ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース・プールの温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	サブプレッジョン・プールの温度	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッジョン・チェンバース温度	ケース 1	①サブプレッジョン・プールの温度の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・プールの温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース温度によりサブプレッジョン・プールの温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	①格納容器下部水温の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 <RPV破損判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等価して等価して計 5 個 (予備 1 制含む) 設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向 (デブリ落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合は、RPV破損を判断する。 <ベグスタル満水注水判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等価して等価して計 5 個 (予備 1 制含む) 設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオーバーパーム (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合は、ベグスタル満水までの注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッジョン・チェンバース圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	ケース 1 ケース 6 ケース 1	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバース圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係をj用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッジョン・チェンバース圧力を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース圧力	①ドライウエル圧力 ②サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度 ③ [サブプレッジョン・チェンバース圧力] *2	ケース 1 ケース 6 ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係をj用してサブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度によりサブプレッジョン・チェンバース圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバース圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバース圧力	①サブプレッジョン・チェンバース圧力 ②サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度 ③ [サブプレッジョン・チェンバース圧力] *2	ケース 1 ケース 6 ケース 1	①サブプレッジョン・チェンバース圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係をj用してサブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度によりサブプレッジョン・チェンバース圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバース圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/R)	①格納容器内圧力 (S/C)	ケース1	①格納容器内圧力 (D/R) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度	ケース6	②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/R) を推定する (推定可能範囲：101～1122.7kPa[abs])。
		③格納容器内圧力 (D/R) **	ケース1	③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/R) (常用計器) により、圧力を推定する。推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/R)	ケース1	①格納容器内圧力 (S/C) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/R) により推定する。
		②サブプレッジョン・チェンバースの気体温度	ケース6	②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバースの気体温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する (推定可能範囲：101～1122.7kPa[abs])。
		③格納容器内圧力 (S/D) **	ケース1	③監視可能であれば格納容器内圧力 (S/D) (常用計器) により、圧力を推定する。推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (D/R) を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ**1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	サブプレッジョン・プールの水温	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバースの気体温度	ケース1	①サブプレッジョン・プールの水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・プールの水温の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバースの気体温度によりサブプレッジョン・プールの水温を推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 <RPV破損判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合は、RPV破損を判断する。 <ベグスタル満水注水判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバーパーム(デブリの溶融による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合は、ベグスタル満水までの注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッジョン・チェンバースの圧力	ケース1	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバースの圧力により推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度	ケース6	②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。
		③「ドライウエル圧力」**2	ケース1	③監視可能であればドライウエル圧力(常用代替監視パラメータ)により、圧力を推定する。推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッジョン・チェンバースの圧力を優先する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッジョン・チェンバースの圧力	①ドライウエル圧力	ケース1	①サブプレッジョン・チェンバースの圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。
		②サブプレッジョン・チェンバースの気体温度	ケース6	②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバースの気体温度によりサブプレッジョン・チェンバースの圧力を推定する。
		③「サブプレッジョン・チェンバースの圧力」**2	ケース1	③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバースの圧力(常用代替監視パラメータ)により、圧力を推定する。推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

**1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

**2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	①復水補給水流量 (RHR B 系代替注水流量)	ケース 2	①サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水質である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③上記①、②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・チェンバへ移行する場合は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・チェンバへ移行する場を想定しており、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の計測目的 (クエクトウエルレベル) の操作可否判断 (ペントライン高さ=1m: 9.1m) を推定することから考えられると保守的な評価値となることから問題ない。 ④格納容器内圧力 (D/E) と格納容器内圧力 (S/G) の差によりサブプレッジョン・チェンバ・プール水位を推定する。 ⑤監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い復水補給水流量 (RHR B 系代替注水流量) を優先する。
		②復水貯蔵槽水位 (SA)		
		③格納容器内圧力 (D/E)	ケース 8	
		④格納容器内圧力 (S/G)		
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他、チェンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の 1 チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水質である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他、チェンネルを優先する。 ④格納容器内水蒸気度の 1 チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ⑤格納容器内水蒸気度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水蒸気度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他、チェンネルを優先する。 ⑥格納容器内水蒸気度 (SA) の 1 チェンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定する。 ⑦格納容器内水蒸気度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水蒸気度により推定する。 推定は、主要パラメータの他、チェンネルを優先する。
		②格納容器内水蒸気度 (SA)	ケース 2	
		①主要パラメータの他、チェンネル	ケース 1	
		②格納容器内水蒸気度 (SA)	ケース 1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	ケース 2	①サブプレッジョン・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) を推定する。なお、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) の注水量により、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) を推定する。 ②水質である代替注水貯槽水位又は低圧代替注水貯槽水位の変化により、サブプレッジョン・プール水位を推定する。なお、代替注水貯槽又は低圧代替注水貯槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 <ペントライン判断基準> サブプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・チェンバへ移行する場を想定しており、サブプレッジョン・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価値となり問題ないことから、推定した値からペントライン判断基準であるサブプレッジョン・チェンバ・プール通管水位 + 6.5m (ペントライン下端から -1.64m) の到達確認をもつて、ペントを実行する。 ③ドライウエル圧力とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差によりサブプレッジョン・プール水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) を優先する。 ④低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) 及び低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) を優先する。 ⑤低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用) を優先する。
		②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可設ライン用)		

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	①復水補給水系統流量 (RRR B 系代替注水流量)	ケース 2	①サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系統流量 (RRR B 系代替注水流量) の注水量により、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水質である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③上記①、②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッジョン・チェンバへ移行する場合を想定しており、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の計測目的 (クエクトウエレメントの操作可否判断 (ペントライン高さ=1m: 9.1m) を推定すること) から考えうる保守的な評価値となることから問題ない。 ④格納容器内圧力 (D/E) と格納容器内圧力 (S/C) の差によりサブプレッジョン・チェンバ・プール水位を推定する。 ⑤監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い復水補給水系統流量 (RRR B 系代替注水流量) を優先する。
		②復水貯蔵槽水位 (SA)		
		③格納容器内圧力 (D/E)	ケース 8	③格納容器内圧力 (D/E) の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) の監視により推定する。
原子炉格納容器内の水蒸気度	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水質である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②格納容器内水蒸気度 (SA)	ケース 2	②格納容器内水蒸気度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水蒸気度 (SA) により推定する。
		③格納容器内水蒸気度 (SA)	ケース 1	③格納容器内水蒸気度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水蒸気度 (SA) により推定する。
原子炉格納容器内の水蒸気度	格納容器内水蒸気度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器内水蒸気度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水蒸気度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水蒸気度 (SA) により推定する。
		②格納容器内水蒸気度 (SA)	ケース 1	②格納容器内水蒸気度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水蒸気度 (SA) により推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③代替注水貯槽水位 ④西側淡水貯槽水位
		②代替注水貯槽水位	ケース 2	
		③西側淡水貯槽水位	ケース 7	③水質である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯槽水位の変動の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ④アプリアの少量排水 (アプリア堆積高さ<0.2m) に、監視可能であれば格納容器下部注水流量 (常用代替監視パラメータ) により、アプリアが排水されていることを推定する。
		④ [格納容器下部注水流量]		推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水蒸気度	格納容器内水蒸気度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器内水蒸気度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水蒸気度 (常用代替監視パラメータ) により、水蒸気度を推定する。
		② [格納容器内水蒸気度]	ケース 1	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器用空気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器用空気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器用空気放射線モニタ (S/C) により推定する。
		②格納容器用空気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	②格納容器用空気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ③格納容器用空気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器用空気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空同気放射線レベル (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [ニア放射線モニタ] **	ケース 1	① 格納容器内空同気放射線レベル (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 監視可能であれば、ニア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内空同気放射線レベル (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [ニア放射線モニタ] **	ケース 1	① 格納容器内空同気放射線レベル (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 監視可能であれば、ニア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未境界の維持又は監視	起動領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ	ケース 1	① 起動領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③ 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未境界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域モニタ ③ [制御棒操作監視系] **	ケース 1	① 平均出力領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③ 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未境界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] ** 2	① 起動領域モニタ ② 平均出力領域モニタ	ケース 9	① 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ② 平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ③ 代替淡水貯槽水位 ④ [格納容器下部空同気温度] **	ケース 1 ケース 2 ケース 7	① 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の注水率により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯槽水位の補給状況も考慮した上で注水率を推定する。 ④ アブリアの少量降下時 (アブリア堆積高さ $\leq 0.2m$) に、監視可能であれば格納容器下部空同気温度 (常用代替監視パラメータ) により、アブリアが溜水されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [格納容器内水素濃度] **	ケース 1 ケース 1	① 格納容器内水素濃度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空同気放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内空同気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	① 格納容器内空同気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内空同気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内空同気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内空同気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	① 格納容器内空同気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内空同気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/R)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] **	ケース 1	① 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/R) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] **	ケース 1	① 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒操作監視系] **	ケース 1 ケース 9	① 起動領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③ 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域モニタ ③ [制御棒操作監視系] **	ケース 1 ケース 9	① 平均出力領域モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③ 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] **	① 起動領域モニタ ② 平均出力領域モニタ	ケース 9	① 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ② 平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] **	ケース 1 ケース 9	① 起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] **	ケース 1 ケース 9	① 平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③ 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] **	① 起動領域計装 ② 平均出力領域計装	ケース 9	① 制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ② 平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉建設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
代替格納容器冷却系	サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネル温度	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッジョン・チェンバ気体温度	ケース1	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルの監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルを優先する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	復水補給水系統温度 (代替蒸発冷却)	①サブプレッジョン・チェンバ・プール 水温度	ケース1	①復水補給水系統温度 (代替蒸発冷却) の監視が不可能となった場合は、蒸発器モニタの熱交換器部からサブプレッジョン・チェンバ・プール水温度により推定する。
	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース3	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の変化により復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水量)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の流量計である復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水量) 又は格納容器下部注水量計である復水補給水系統流量 (格納容器下部注水量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルからの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側の注水量を推定する。 ②代替蒸発冷却系による冷却において、復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルの監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルの監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR B 系代替注水量) を推定する。 ③原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
格納容器下部注水量	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
格納容器内圧力	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	ケース4	①原子炉水位 (RHR A 系代替注水量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部注水量 (RHR A 系代替注水量) を推定する。 ②原子炉水位の変化により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
代替格納容器冷却系	サブプレッジョン・プールの他チャネル温度	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッジョン・チェンバ気体温度	ケース1	①サブプレッジョン・プールの他チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルの監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ・プールの他チャネルを優先する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	代替蒸発冷却系入口温度	①代替蒸発冷却系入口温度	ケース1	①代替蒸発冷却系入口温度の監視が不可能となった場合は、蒸発器除去系熱交換器出口温度により代替蒸発冷却系入口温度を推定する。
	代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量	①代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量 ②サブプレッジョン・プール水温度 ③ドライウェル旁路気温度 ④サブプレッジョン・チェンバ気体温度	ケース1 ケース4	①代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替蒸発冷却系による冷却において、代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度、ドライウェル旁路気温度、サブプレッジョン・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量	①代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量 ②サブプレッジョン・プール水温度 ③ドライウェル旁路気温度 ④サブプレッジョン・チェンバ気体温度	ケース1 ケース4	①代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、蒸発器除去系熱交換器出口温度により代替蒸発冷却系入口温度を推定する。 ②代替蒸発冷却系による冷却において、代替蒸発冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度、ドライウェル旁路気温度、サブプレッジョン・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置圧力	①ドライウェル圧力 ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 ③フィルタ装置スクラビング水温度	ケース1 ケース6	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力差がし装置の健全性を推定する。 ②フィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
	フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	ケース6	①フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ、低レンジ)	①主要パラメータ (放射線モニタ (高レンジ)) の他チャネル	ケース1	①フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	①主要パラメータの他チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力減がし装置の最終ヒートシンクの監視	フィルタ装置水位	① 主要パラメータの他チャネル	ケース1	① フィルタ装置水位の上昇が検出された場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置入口圧力	① 格納容器内圧力 (D/F)	ケース1	① フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/F) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力過剰し装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	① 主要パラメータの他チャネル	ケース1	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル ② 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器に力送がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル	ケース1	① フィルタ装置冷却水の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル	ケース1	① フィルタ装置冷却水の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	前圧減化ベント系放射線モニタ	① 主要パラメータの他チャネル	ケース1	① 前圧減化ベント系放射線モニタの1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	前圧減化ベント系	① 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	前圧減化ベント系	① 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	前圧減化ベント系	① 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
代格納容器冷却系レイアウト	サブプレッジョン・プールの水温度	① 主要パラメータの他チャネル ② サプレッジョン・プールの空回気温度	ケース1	① サプレッジョン・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、他チャネルにより推定する。 ② サプレッジョン・プールの空回気温度によりサプレッジョン・プールの水温度を推定する。
	代格納容器冷却系レイアウト	① 代格納容器冷却系レイアウトの水温度 ② サプレッジョン・プールの水温度 ③ ドライウェル空回気温度 ④ サプレッジョン・プールの空回気温度	ケース1 ケース1 ケース4	① 代格納容器冷却系レイアウトの水温度の監視が不可能となった場合は、代格納容器冷却系レイアウトの水素濃度 (SA) により推定する。 ② サプレッジョン・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、ドレイウェル空回気温度、サプレッジョン・プールの空回気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	フィルタ装置水位	① 主要パラメータの他チャネル	ケース1	① フィルタ装置水位の上昇が検出された場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置出口圧力	① ドライウェル圧力 ② サプレッジョン・プールの圧力	ケース1	① フィルタ装置出口圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又はサプレッジョン・プールの圧力により格納容器圧力過剰し装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① フィルタ装置冷却水素濃度	ケース6	① 飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置冷却水素濃度によりフィルタ装置冷却水素濃度を推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① フィルタ装置冷却水素濃度	ケース6	① 飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置冷却水素濃度によりフィルタ装置冷却水素濃度を推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル ② 放射線モニタ (高レンジ) ③ 放射線モニタ (低レンジ)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の放射線モニタ (高レンジ) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置冷却水素濃度	① 主要パラメータの他チャネル ② 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ② フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	前圧減化ベント系	① 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。
	前圧減化ベント系	① 格納容器内水素濃度 (SA)	ケース1	① フィルタ装置冷却水の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器圧力減がし装置最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース1	①フィルタ装置水位の1チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。
	フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力(D/W)	ケース1	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の傾向監視により格納容器圧力過剰し装置の健全性を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース1	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。
	フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器内水素濃度(SA)	ケース1	①フィルタ装置水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器に分散がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。
	フィルタ装置圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース1	①フィルタ装置圧力フィルタ装置の1チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。
	フィルタ装置圧力	①フィルタ装置水位	ケース3	①フィルタ装置圧力フィルタ装置の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりピストンガスに含まれる水素濃度の監視によるスクラバ水の希釈率により推定する。
	耐圧強化ピストン系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース1	①耐圧強化ピストン系放射線モニタの1チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。
	耐圧強化ピストン系	①格納容器内水素濃度(SA)	ケース1	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ピストン系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。

*1:代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2:「」は有効監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば格納容器用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ピストン系	耐圧強化ピストン系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャヤンネル	ケース1	①耐圧強化ピストン系放射線モニタの1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プール水温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
	残留熱除去系海水系流量	②緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	ケース4	②残留熱除去系海水系流量又は緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)、緊急川海水系流量(残留熱除去系補機)により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系流量	②緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	ケース4	②緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース4	①残留熱除去系流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系流量を用いて、残留熱除去系流量が確保されていることを推定する。

*1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2 「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば格納容器用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉出力監視速度 ①サブプレッジョン・プールの温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉出力監視速度、サブプレッジョン・プールの温度により最終ヒートシンクの確保が確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補給冷却海水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	ケース1 ケース4	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器出口の熱交換器評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補給冷却海水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクの確保が確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース4	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等にないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉出力監視速度 ①サブプレッジョン・プールの温度	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉出力監視速度、サブプレッジョン・プールの温度により最終ヒートシンクの確保が確保されていることを推定する。
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	ケース1 ケース4	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換器評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)により、最終ヒートシンクの確保が確保されていることを推定する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース4	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等にないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA)	ケース 1	① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。
	原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	① 原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA)	ケース 1	① 原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。
	原子炉圧力	③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA) ⑤ 原子炉圧力容器温度 ⑥ 原子炉圧力	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力 (SA)	① 原子炉圧力	ケース 1	① 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。
	原子炉圧力	② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 原子炉圧力容器温度	ケース 6	② 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 1	① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) により推定する。
	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	① 原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	① 原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) の常用計器 (耐震性又は耐震監視パラメータ) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	ケース1 ケース6	①ドライウエル雰囲気気温度の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]**	ケース1 ケース6 ケース1	①格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、蒸気発生器管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA)	ケース1	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]**	ケース1 ケース12	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力	ケース1 ケース6	①ドライウエル雰囲気気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル圧力	①サブプレッシャー・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気気温度 ③[ドライウエル圧力]**	ケース1 ケース6 ケース1	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッシャー・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッシャー・チェンバ圧力を優先する。
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ③[エリア放射線モニタ]**	ケース1 ケース12	①高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷身系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ③[エリア放射線モニタ]**	ケース1 ケース12	①原子炉隔離時冷身系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷身系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
格納容器バイパスの監視	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]**	ケース1 ケース12	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]**	ケース1 ケース12	①低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②復水貯蔵槽水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③「復水貯蔵槽水位」*2	ケース 2	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水貯蔵槽水位が確保されていることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	①復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③「サブプレッジョン・チェンバ・プール水位」*2	ケース 2	①サブプレッジョン・チェンバ・プールの監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッジョン・チェンバ・プールから原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は残留熱除去系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ・プールの注水量とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・チェンバ・プールの水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・プールの水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッジョン・チェンバ・プールの注水量とするポンプの注水量を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水蒸気の確保	サブプレッジョン・チェンバ・プールの水位	①高圧代替注水系統流量 ①代替隔離時冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系統流量 ①高圧炉心スプレイ系統流量 ①残留熱除去系統流量 ①低圧炉心スプレイ系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	①サブプレッジョン・プールの監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッジョン・プールから原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系、代替隔離時冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の注水量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・プールの注水量とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを推定する。 ③ポンプ停止基準 サブプレッジョン・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECS 系の配管故障などによりサブプレッジョン・プールの水位が流出し、ポンプの必要 NPSH が得られず、吐出圧力の異常 (圧力低下、ハンチングなど) が確認された場合は、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッジョン・プールの注水量を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RHR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②「復水貯蔵槽水位」※2	ケース2	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ④監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サブプレッジョン・チェンバ・ブール水位	①復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②「サブプレッジョン・チェンバ・ブール水位」※2	ケース1	①サブプレッジョン・チェンバ・ブール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系統流量 (RHR B系代替注水流量) と通過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッジョン・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッジョン・チェンバ・ブール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系統流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系統流量と通過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッジョン・チェンバ・ブールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・チェンバ・ブール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ・ブール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッジョン・チェンバ・ブールを水源とするポンプの注水量を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状況を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	代替淡水貯蔵水位	①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン専用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン専用) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②サブプレッジョン・ブール水位 ②常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	ケース2	①代替淡水貯蔵槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯蔵槽を水源とする常設低圧代替注水系統ポンプ又は可搬型代替注水系統ポンプの注水量から、代替淡水貯蔵槽水位を推定する。なお、代替淡水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・ブール水位の水位変化により代替淡水貯蔵槽水位を推定する。なお、代替淡水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③代替淡水貯蔵槽を水源とする常設低圧代替注水系統ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水系統ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	西側淡水貯蔵槽水位	①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン専用) ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 (可搬ライン用) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②サブプレッジョン・ブール水位	ケース2	①西側淡水貯蔵槽水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯蔵槽を水源とする可搬型代替注水系統ポンプの注水量から、西側淡水貯蔵槽水位を推定する。なお、西側淡水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッジョン・ブール水位の水位変化により西側淡水貯蔵槽水位を推定する。なお、西側淡水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2: 「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状況を把握することが可能な計器) を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内 水蒸気濃度	原子炉建屋水蒸気濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉建屋水蒸気濃度の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水蒸気濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水蒸気再結合物 動作監視装置(静的触媒式水蒸気再結合物入口/出口の差温度により水蒸気濃度を推定)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水蒸気再結合物 動作監視装置	ケース11	
原子炉格納容器内 酸蒸気濃度	格納容器内酸蒸気濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器内酸蒸気濃度の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸蒸気濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸蒸気放射線レベル(D/W)又は格納容器内酸蒸気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸蒸気濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸蒸気濃度を推定する。 ③格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、原子炉格納容器内への空気(酸蒸)の流入有無を把握し、水蒸気濃度の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②格納容器内酸蒸気放射線レベル(D/W)	ケース10	
		③格納容器内酸蒸気放射線レベル(S/C)	ケース13	
		④格納容器内圧力(D/W)		
		⑤格納容器内圧力(S/C)		

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (18/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内 水蒸気濃度	原子炉建屋水蒸気濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉建屋水蒸気濃度の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水蒸気濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水蒸気再結合物動作監視装置(静的触媒式水蒸気再結合物入口/出口の差温度により水蒸気濃度を推定)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水蒸気再結合物動作監視装置	ケース11	
原子炉格納容器内 酸蒸気濃度	格納容器内酸蒸気濃度(S/A)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①格納容器内酸蒸気濃度(S/A)の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸蒸気濃度(S/A)の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸蒸気放射線レベル(D/W)又は格納容器内酸蒸気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸蒸気濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸蒸気濃度を推定する。 ③ドライウエル圧力 ④サブプレッジョン・チェンバース圧力 ⑤「格納容器内酸蒸気濃度」 ^{*2}
		②格納容器内酸蒸気放射線レベル(D/W)	ケース10	
		③格納容器内酸蒸気放射線レベル(S/C)	ケース13	
		④ドライウエル圧力	ケース1	

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：「」は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉

東海第二発電所

備考

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する (推定可能範囲：有効燃料格納部～有効燃料格納部頂部 約 6m)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する (推定可能範囲：10 ⁻³ ~10 ⁻⁶ Sv/h)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は耐環境性等は無いが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (19/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により、水位と放射線量の推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位と放射線量の推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。推定は、同じ仕様が使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2 [] は有効監視パラメータ又は耐環境性等は無いが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器を示す。

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																	
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 表 補助パラメータ (1/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="33">電源関係</td> <td>500kV 母線電圧</td> <td>500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C C 電圧*1</td> <td rowspan="3">非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C D 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>M/C E 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C C-1 電圧*1</td> <td rowspan="5">非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>P/C D-1 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C E-1 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C C-1 電圧(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>P/C D-1 電圧(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>AM 用 MCC B 電圧</td> <td>AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 A 電圧*1</td> <td rowspan="10">直流電源の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 B 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 C 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 D 電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1</td> </tr> <tr> <td>AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧</td> </tr> <tr> <td>AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電圧*1</td> <td rowspan="5">非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機周波数*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電力*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1</td> </tr> <tr> <td>非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1</td> <td rowspan="7">代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>第一 GTG 発電機電圧*1</td> </tr> <tr> <td>第一 GTG 発電機周波数*1</td> </tr> <tr> <td>第一 GTG 発電機電力</td> </tr> <tr> <td>第二 GTG 発電機電圧</td> </tr> <tr> <td>第二 GTG 発電機周波数</td> </tr> <tr> <td>第二 GTG 発電機電力</td> </tr> <tr> <td>電源車電圧*1</td> <td rowspan="7">代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>電源車周波数*1</td> </tr> <tr> <td>直流給電車電圧</td> </tr> <tr> <td>荒浜側緊急用 M/C 電圧</td> </tr> <tr> <td>大湊側緊急用 M/C 電圧</td> </tr> <tr> <td>軽油タンク油面</td> </tr> <tr> <td>燃料ディタンク油面</td> </tr> <tr> <td>タンクローリ油タンクレベル</td> <td rowspan="2">燃料の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>各機器油タンクレベル</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	電源関係	500kV 母線電圧	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ	M/C C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	M/C D 電圧*1	M/C E 電圧*1	P/C C-1 電圧*1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	P/C D-1 電圧*1	P/C E-1 電圧*1	P/C C-1 電圧(他号炉)*1	P/C D-1 電圧(他号炉)*1	AM 用 MCC B 電圧	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	直流 125V 主母線盤 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流 125V 主母線盤 B 電圧*1	直流 125V 主母線盤 C 電圧*1	直流 125V 主母線盤 D 電圧	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1	非常用 D/G 発電機電圧*1	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	非常用 D/G 発電機周波数*1	非常用 D/G 発電機電力*1	非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1	非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1	非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	第一 GTG 発電機電圧*1	第一 GTG 発電機周波数*1	第一 GTG 発電機電力	第二 GTG 発電機電圧	第二 GTG 発電機周波数	第二 GTG 発電機電力	電源車電圧*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	電源車周波数*1	直流給電車電圧	荒浜側緊急用 M/C 電圧	大湊側緊急用 M/C 電圧	軽油タンク油面	燃料ディタンク油面	タンクローリ油タンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ	各機器油タンクレベル	<p style="text-align: center;">第 1.15-4 表 補助パラメータ (1/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="33">電源関係</td> <td>275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧</td> <td>東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>154kV 原子力 1 号線電圧</td> <td>原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C 2 C 電圧*1</td> <td rowspan="3">非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>M/C 2 D 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>M/C HPCS 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>M/C 2 E 電圧</td> <td rowspan="3">非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>P/C 2 C 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>P/C 2 D 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>緊急用 M/C 電圧*1</td> <td>緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>緊急用 P/C 電圧*1</td> <td>緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 2 A 電圧*1</td> <td rowspan="6">直流電源の受電状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 2 B 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流±24V 中性子モニター用分電盤 2 A 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>直流±24V 中性子モニター用分電盤 2 B 電圧*1</td> </tr> <tr> <td>緊急用直流 125V 主母線盤電圧*1</td> </tr> <tr> <td>2 C・2 D D/G 電圧</td> <td rowspan="7">非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>2 C・2 D D/G 電力</td> </tr> <tr> <td>2 C・2 D D/G 周波数</td> </tr> <tr> <td>2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力</td> </tr> <tr> <td>HPCS D/G 電圧</td> </tr> <tr> <td>HPCS D/G 電力</td> </tr> <tr> <td>HPCS D/G 周波数</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力</td> <td rowspan="6">代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置発電機電圧</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置発電機電力</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置発電機周波数</td> </tr> <tr> <td>可機型代替低圧電源車発電機電圧</td> </tr> <tr> <td>可機型代替低圧電源車発電機電力</td> </tr> <tr> <td>可機型代替低圧電源車発電機周波数</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	電源関係	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	M/C 2 C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	M/C 2 D 電圧*1	M/C HPCS 電圧*1	M/C 2 E 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	P/C 2 C 電圧*1	P/C 2 D 電圧*1	緊急用 M/C 電圧*1	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	緊急用 P/C 電圧*1	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧*1	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧*1	直流±24V 中性子モニター用分電盤 2 A 電圧*1	直流±24V 中性子モニター用分電盤 2 B 電圧*1	緊急用直流 125V 主母線盤電圧*1	2 C・2 D D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	2 C・2 D D/G 電力	2 C・2 D D/G 周波数	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	HPCS D/G 電圧	HPCS D/G 電力	HPCS D/G 周波数	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	常設代替高圧電源装置発電機電圧	常設代替高圧電源装置発電機電力	常設代替高圧電源装置発電機周波数	可機型代替低圧電源車発電機電圧	可機型代替低圧電源車発電機電力	可機型代替低圧電源車発電機周波数	<p>設備の相違</p>
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																																	
電源関係	500kV 母線電圧	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	M/C C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	M/C D 電圧*1																																																																																																		
	M/C E 電圧*1																																																																																																		
	P/C C-1 電圧*1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	P/C D-1 電圧*1																																																																																																		
	P/C E-1 電圧*1																																																																																																		
	P/C C-1 電圧(他号炉)*1																																																																																																		
	P/C D-1 電圧(他号炉)*1																																																																																																		
	AM 用 MCC B 電圧	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	直流 125V 主母線盤 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	直流 125V 主母線盤 B 電圧*1																																																																																																		
	直流 125V 主母線盤 C 電圧*1																																																																																																		
	直流 125V 主母線盤 D 電圧																																																																																																		
	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧																																																																																																		
	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧																																																																																																		
	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧																																																																																																		
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1																																																																																																		
	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧																																																																																																		
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1																																																																																																		
	非常用 D/G 発電機電圧*1	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	非常用 D/G 発電機周波数*1																																																																																																		
	非常用 D/G 発電機電力*1																																																																																																		
	非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1																																																																																																		
	非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1																																																																																																		
	非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	第一 GTG 発電機電圧*1																																																																																																		
	第一 GTG 発電機周波数*1																																																																																																		
	第一 GTG 発電機電力																																																																																																		
	第二 GTG 発電機電圧																																																																																																		
	第二 GTG 発電機周波数																																																																																																		
	第二 GTG 発電機電力																																																																																																		
	電源車電圧*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
電源車周波数*1																																																																																																			
直流給電車電圧																																																																																																			
荒浜側緊急用 M/C 電圧																																																																																																			
大湊側緊急用 M/C 電圧																																																																																																			
軽油タンク油面																																																																																																			
燃料ディタンク油面																																																																																																			
タンクローリ油タンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ																																																																																																		
各機器油タンクレベル																																																																																																			
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																																	
電源関係	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	M/C 2 C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	M/C 2 D 電圧*1																																																																																																		
	M/C HPCS 電圧*1																																																																																																		
	M/C 2 E 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	P/C 2 C 電圧*1																																																																																																		
	P/C 2 D 電圧*1																																																																																																		
	緊急用 M/C 電圧*1	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	緊急用 P/C 電圧*1	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧*1																																																																																																		
	直流 125V 主母線盤 HPCS 電圧*1																																																																																																		
	直流±24V 中性子モニター用分電盤 2 A 電圧*1																																																																																																		
	直流±24V 中性子モニター用分電盤 2 B 電圧*1																																																																																																		
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧*1																																																																																																		
	2 C・2 D D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	2 C・2 D D/G 電力																																																																																																		
	2 C・2 D D/G 周波数																																																																																																		
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力																																																																																																		
	HPCS D/G 電圧																																																																																																		
	HPCS D/G 電力																																																																																																		
	HPCS D/G 周波数																																																																																																		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
	常設代替高圧電源装置発電機電圧																																																																																																		
	常設代替高圧電源装置発電機電力																																																																																																		
	常設代替高圧電源装置発電機周波数																																																																																																		
	可機型代替低圧電源車発電機電圧																																																																																																		
	可機型代替低圧電源車発電機電力																																																																																																		
	可機型代替低圧電源車発電機周波数																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 表 補助パラメータ (2/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 40%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 50%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">補機関係</td> <td>高压代替注水系ポンプ吸込圧力</td> <td rowspan="4">高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン排気圧力</td> </tr> <tr> <td>可搬式原子炉水位計</td> <td rowspan="4">原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力</td> <td rowspan="4">復水移送系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系タービン回転速度</td> </tr> <tr> <td>可搬型回転計</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td> <td>ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ吐出圧力</td> <td>可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>大容量送水車吐出圧力</td> <td>大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール浄化系系統流量</td> <td>サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水タンク液位</td> <td rowspan="2">ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">その他</td> <td>制御棒駆動系充てん水ライン圧力</td> <td>制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動系系統流量</td> <td rowspan="5">主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力</td> </tr> <tr> <td>ドライウェルサンプ水位</td> <td rowspan="5">原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>RHR ポンプ室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>RCIC 機器室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>RCIC ポンプ室雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	補機関係	高压代替注水系ポンプ吸込圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高压代替注水系ポンプ吐出圧力	高压代替注水系タービン入口圧力	高压代替注水系タービン排気圧力	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	可搬型回転計	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッションプール浄化系系統流量	サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ	ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	その他	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	制御棒駆動系系統流量	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ^{*1}	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力 ^{*1}	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンプ出口圧力	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力	ドライウェルサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	RHR ポンプ室雰囲気温度	RCIC 機器室雰囲気温度	RCIC ポンプ室雰囲気温度		<p style="text-align: center;">第 1.15-4 表 補助パラメータ (2/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 40%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 50%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">電源関係</td> <td>可搬型整流器電圧</td> <td rowspan="2">代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>可搬型整流器電流</td> </tr> <tr> <td>2C・2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル</td> <td rowspan="4">燃料の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル</td> </tr> <tr> <td>可搬型設備用軽油タンクレベル</td> </tr> <tr> <td>軽油貯蔵タンクレベル</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">補機関係</td> <td>ほう酸水貯蔵タンク液位</td> <td rowspan="3">ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水注入ポンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td>局所出力削減計装</td> </tr> <tr> <td>常設高压代替注水系ポンプ入口圧力</td> <td rowspan="4">高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン入口圧力</td> </tr> <tr> <td>高压代替注水系タービン排気圧力</td> </tr> <tr> <td>低压代替注水系系統流量（使用済燃料プール）</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系出口放射線モニタ</td> <td rowspan="2">耐圧強化バント系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>計器用空気系系統圧力</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）</td> <td rowspan="2">緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">その他</td> <td>制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧</td> <td rowspan="3">制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動水圧系系統流量</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動系冷却水ライン流量</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（狭帯域）</td> <td>原子炉の水位を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系供給圧力^{*1}</td> <td rowspan="4">逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>非常用窒素供給系高压窒素ポンプ圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンプ圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td>主蒸気流量</td> <td>原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>給水流量</td> <td rowspan="3">給復水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>給水系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td>復水器真空度</td> </tr> <tr> <td>消火系ポンプ吐出ヘッド圧力</td> <td>消火系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> <td rowspan="2">補給水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	電源関係	可搬型整流器電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	可搬型整流器電流	2C・2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	可搬型設備用軽油タンクレベル	軽油貯蔵タンクレベル	補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	局所出力削減計装	常設高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高压代替注水系タービン入口圧力	高压代替注水系タービン排気圧力	低压代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化バント系の運転状態を確認するパラメータ	計器用空気系系統圧力	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度	その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	制御棒駆動水圧系系統流量	制御棒駆動系冷却水ライン流量	原子炉水位（狭帯域）	原子炉の水位を確認するパラメータ	非常用窒素供給系供給圧力 ^{*1}	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	非常用窒素供給系高压窒素ポンプ圧力 ^{*1}	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ^{*1}	非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンプ圧力 ^{*1}	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	復水器真空度	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	<p>設備の相違</p>
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																																
補機関係	高压代替注水系ポンプ吸込圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	高压代替注水系ポンプ吐出圧力																																																																																																	
	高压代替注水系タービン入口圧力																																																																																																	
	高压代替注水系タービン排気圧力																																																																																																	
	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力																																																																																																	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力																																																																																																	
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力																																																																																																	
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度																																																																																																	
	可搬型回転計																																																																																																	
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																																	
	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
サブプレッションプール浄化系系統流量	サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
ほう酸水注入ポンプ出口圧力																																																																																																		
その他	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	制御棒駆動系系統流量	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力 ^{*1}																																																																																																	
	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力 ^{*1}																																																																																																	
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンプ出口圧力																																																																																																	
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力																																																																																																	
	ドライウェルサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ																																																																																																
	RHR ポンプ室雰囲気温度																																																																																																	
	RCIC 機器室雰囲気温度																																																																																																	
	RCIC ポンプ室雰囲気温度																																																																																																	
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																																
電源関係	可搬型整流器電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	可搬型整流器電流																																																																																																	
	2C・2D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ																																																																																																
	高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル																																																																																																	
	可搬型設備用軽油タンクレベル																																																																																																	
	軽油貯蔵タンクレベル																																																																																																	
補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力																																																																																																	
	局所出力削減計装																																																																																																	
	常設高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	高压代替注水系タービン入口圧力																																																																																																	
	高压代替注水系タービン排気圧力																																																																																																	
	低压代替注水系系統流量（使用済燃料プール）																																																																																																	
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化バント系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	計器用空気系系統圧力																																																																																																	
	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度																																																																																																	
	その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																															
制御棒駆動水圧系系統流量																																																																																																		
制御棒駆動系冷却水ライン流量																																																																																																		
原子炉水位（狭帯域）		原子炉の水位を確認するパラメータ																																																																																																
非常用窒素供給系供給圧力 ^{*1}		逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ																																																																																																
非常用窒素供給系高压窒素ポンプ圧力 ^{*1}																																																																																																		
非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力 ^{*1}																																																																																																		
非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンプ圧力 ^{*1}																																																																																																		
主蒸気流量		原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ																																																																																																
給水流量		給復水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																
給水系ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																																		
復水器真空度																																																																																																		
消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																	
純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																																																																																																																										
<p style="text-align: center;">第 1.15.4 表 補助パラメータ (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">その他</td> <td>ドレン移送ライン圧力</td> <td rowspan="4">フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>ドレンタンク水位^{*1}</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置ドレン移送流量</td> </tr> <tr> <td>遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>薬液タンク水位</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブプレッションプール水 pH</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量</td> <td rowspan="10">可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ブロワ吸込ガス流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ブロワ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>加熱管内ガス温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>加熱管出口ガス温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>加熱管表面温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>再結合物内ガス温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>再結合物表面温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>復水器内圧力</td> <td rowspan="3">給復水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>給水流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>RFP 吐出ヘッド圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>RCW サージタンク水位^{*1}</td> <td rowspan="4">原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度^{*1}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替 RCW ボンプ吸込圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替 RCW ボンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替 RCW ユニット入口温度</td> <td rowspan="4">原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却海水系ボンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替 RSW ボンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>使用済燃料プールエリア雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>プロセス放射線モニタ</td> <td rowspan="3">使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>スキマサージタンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>FPC ボンプ吐出流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>純水タンク水位</td> <td rowspan="6">代替水源の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>純水移送ボンプ吐出圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>淡水貯水池</td> </tr> <tr> <td></td> <td>防火水槽</td> </tr> <tr> <td></td> <td>モニタリング・ポスト</td> </tr> <tr> <td></td> <td>モニタリング・ポスト</td> <td>屋外の放射線量を確認するパラメータ</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	その他	ドレン移送ライン圧力	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ	ドレンタンク水位 ^{*1}	フィルタ装置ドレン移送流量	遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力 ^{*1}		薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ		サブプレッションプール水 pH		可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ		ブロワ吸込ガス流量		ブロワ吸込圧力		加熱管内ガス温度		加熱管出口ガス温度		加熱管表面温度		再結合物内ガス温度		再結合物表面温度		復水器内圧力	給復水系の運転状態を確認するパラメータ		給水流量		RFP 吐出ヘッド圧力		RCW サージタンク水位 ^{*1}	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 ^{*1}		代替 RCW ボンプ吸込圧力		代替 RCW ボンプ吐出圧力		代替 RCW ユニット入口温度	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ		原子炉補機冷却海水系ボンプ吐出圧力		代替 RSW ボンプ出口圧力		使用済燃料プールエリア雰囲気温度		プロセス放射線モニタ	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ		スキマサージタンク水位		FPC ボンプ吐出流量		純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ		純水移送ボンプ吐出圧力		ろ過水タンク水位		淡水貯水池		防火水槽		モニタリング・ポスト		モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ	<p style="text-align: center;">第 1.15-4 表 補助パラメータ (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">分類</th> <th style="width: 60%;">補助パラメータ</th> <th style="width: 30%;">補助パラメータの分類理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">その他</td> <td>原子炉冷却材浄化系系統流量</td> <td rowspan="3">原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替循環冷却系ボンプ出口流量</td> <td>代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>第二弁操作室差圧</td> <td rowspan="2">第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>空気ボンベユニット空気供給流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>薬液タンク圧力</td> <td rowspan="2">サブプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>薬液タンク液位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>制御棒位置指示</td> <td>溶融炉心の徴候を検知するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量</td> <td rowspan="10">可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系再結合物内ガス温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系再結合物出口ガス温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>可燃性ガス濃度制御系再結合物表面温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ガス再循環系空気流量</td> <td rowspan="2">原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ガス処理系空気流量</td> </tr> <tr> <td></td> <td>使用済燃料プール温度</td> <td rowspan="3">使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>スキマサージタンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ</td> <td rowspan="2">原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系ボンプ吐出ヘッド圧力</td> <td>原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>モニタリング・ポスト</td> <td>屋外の放射線量を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> <td rowspan="5">代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>ろ過水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>純水貯蔵タンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>多目的タンク水位</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原水タンク水位</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。</p>	分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	その他	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度		代替循環冷却系ボンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ		第二弁操作室差圧	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ		空気ボンベユニット空気供給流量		薬液タンク圧力	サブプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ		薬液タンク液位		制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ		可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ		可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量		可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力		可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度		可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度		可燃性ガス濃度制御系再結合物内ガス温度		可燃性ガス濃度制御系再結合物出口ガス温度		可燃性ガス濃度制御系再結合物表面温度		非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ		非常用ガス処理系空気流量		使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ		スキマサージタンク水位		燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ		原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ		原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ		原子炉補機冷却系ボンプ吐出ヘッド圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ		モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ		復水貯蔵タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		ろ過水貯蔵タンク水位		純水貯蔵タンク水位		多目的タンク水位		原水タンク水位	<p>設備の相違</p>
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																																																																																										
その他	ドレン移送ライン圧力	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	ドレンタンク水位 ^{*1}																																																																																																																																																											
	フィルタ装置ドレン移送流量																																																																																																																																																											
	遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力 ^{*1}																																																																																																																																																											
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	サブプレッションプール水 pH																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	ブロワ吸込ガス流量																																																																																																																																																											
	ブロワ吸込圧力																																																																																																																																																											
	加熱管内ガス温度																																																																																																																																																											
	加熱管出口ガス温度																																																																																																																																																											
	加熱管表面温度																																																																																																																																																											
	再結合物内ガス温度																																																																																																																																																											
	再結合物表面温度																																																																																																																																																											
	復水器内圧力		給復水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																									
	給水流量																																																																																																																																																											
	RFP 吐出ヘッド圧力																																																																																																																																																											
	RCW サージタンク水位 ^{*1}	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 ^{*1}																																																																																																																																																											
	代替 RCW ボンプ吸込圧力																																																																																																																																																											
	代替 RCW ボンプ吐出圧力																																																																																																																																																											
	代替 RCW ユニット入口温度	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	原子炉補機冷却海水系ボンプ吐出圧力																																																																																																																																																											
	代替 RSW ボンプ出口圧力																																																																																																																																																											
	使用済燃料プールエリア雰囲気温度																																																																																																																																																											
	プロセス放射線モニタ	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	スキマサージタンク水位																																																																																																																																																											
	FPC ボンプ吐出流量																																																																																																																																																											
	純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	純水移送ボンプ吐出圧力																																																																																																																																																											
	ろ過水タンク水位																																																																																																																																																											
	淡水貯水池																																																																																																																																																											
	防火水槽																																																																																																																																																											
	モニタリング・ポスト																																																																																																																																																											
	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由																																																																																																																																																										
その他	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度																																																																																																																																																											
原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度																																																																																																																																																												
	代替循環冷却系ボンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	空気ボンベユニット空気供給流量																																																																																																																																																											
	薬液タンク圧力	サブプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	薬液タンク液位																																																																																																																																																											
	制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ																																																																																																																																																										
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系再結合物内ガス温度																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系再結合物出口ガス温度																																																																																																																																																											
	可燃性ガス濃度制御系再結合物表面温度																																																																																																																																																											
	非常用ガス再循環系空気流量		原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																									
	非常用ガス処理系空気流量																																																																																																																																																											
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	スキマサージタンク水位																																																																																																																																																											
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ																																																																																																																																																											
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ																																																																																																																																																										
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ																																																																																																																																																											
	原子炉補機冷却系ボンプ吐出ヘッド圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	復水貯蔵タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ																																																																																																																																																										
	ろ過水貯蔵タンク水位																																																																																																																																																											
	純水貯蔵タンク水位																																																																																																																																																											
	多目的タンク水位																																																																																																																																																											
	原水タンク水位																																																																																																																																																											

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																																							
<p style="text-align: center;">第 1.15.5 表 有効監視パラメータ(自主対策設備)の監視・記録について</p> <table border="1" data-bbox="201 407 1160 716"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="2">可搬型計測器での対応</th> <th rowspan="3">要否理由</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td rowspan="2">エリア放射線モニタ</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>中央制御室記録計</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパスの監視</td> </tr> <tr> <td>未臨界の維持又は監視</td> <td>制御棒操作監視系</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録		計測		記録先	備考	可否	要否	原子炉格納容器内の放射線量率	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	—	格納容器バイパスの監視	未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—	<p style="text-align: center;">第 1.15-5 表 有効監視パラメータ (自主対策設備) の監視・記録について</p> <table border="1" data-bbox="1374 422 2412 705"> <thead> <tr> <th rowspan="3">分類</th> <th rowspan="3">パラメータ</th> <th colspan="2">可搬型計測器での対応</th> <th rowspan="3">要否理由</th> <th colspan="2">記録</th> </tr> <tr> <th colspan="2">計測</th> <th rowspan="2">記録先</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>可否</th> <th>要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>未臨界の維持又は監視</td> <td>制御棒操作監視系</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外。</td> <td>プロセス計算機</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパスの監視</td> <td>エリア放射線モニタ</td> <td>否</td> <td>—</td> <td>可搬型計測器での計測対象外</td> <td>放射線管理計算機, 中央制御室記録計</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録		計測		記録先	備考	可否	要否	未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—	格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機, 中央制御室記録計	—	<p>設備の相違</p>
分類			パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録																																																		
				計測			記録先	備考																																																	
	可否	要否																																																							
原子炉格納容器内の放射線量率	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	—																																																			
格納容器バイパスの監視																																																									
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—																																																			
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録																																																				
		計測			記録先	備考																																																			
		可否	要否																																																						
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—																																																			
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機, 中央制御室記録計	—																																																			

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析</p> <p>凡例 □ : AND条件 □ : 代替手段による対応 △ : OR条件</p> <p>※1: 計器電源の構成は、計器タイプにより以下の3通りの3通りがある ・直流電源 ・交流電源 ・直流電源と交流電源の両方</p> <p>対応手段 ①: 他チャンネルによる計測 ②: 代替パラメータによる推定 ③: 可搬型計測器による計測 ④: 常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による交流電源復旧 ⑤: 可搬型代替交流電源設備からの給電 ⑥: 常設直流電源設備からの給電 ⑦: 可搬型直流電源設備からの給電 ⑧: 直流給電車からの給電</p>	<p>第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析</p> <p>凡例 □ : AND条件 □ : 代替手段による対応 △ : OR条件</p> <p>※: 計器電源の構成は、計器タイプにより以下の3とおりがある。 ・直流電源 ・交流電源 ・直流電源と交流電源の両方</p> <p>対応手段 ①: 他チャンネルによる計測 ②: 代替パラメータによる推定 ③: 可搬型計測器による計測 ④: 常設代替交流電源設備による交流電源復旧 ⑤: 可搬型代替交流電源設備からの給電 ⑥: 所内常設直流電源設備からの給電 ⑦: 常設代替直流電源設備からの給電 ⑧: 可搬型代替直流電源設備からの給電</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違</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：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考																																				
<p style="text-align: center;">フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段</p> <p style="text-align: center;">凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">故障想定機器</th> <th style="width: 10%;">故障要因1</th> <th style="width: 10%;">故障要因2</th> <th style="width: 10%;">故障要因3</th> <th style="width: 10%;">故障要因4</th> <th style="width: 10%;">故障要因5</th> <th style="width: 10%;">故障要因6</th> <th style="width: 10%;">故障要因7</th> <th style="width: 10%;">故障要因8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>他チャンネル監視不能</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>パラメータ監視不能</td> <td>1チャンネル監視不能</td> <td>計測範囲を超えた場合 計器本体故障</td> <td>交流電源喪失(以降, 1.14と同様)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>計器電源喪失</td> <td>直流電源喪失(以降, 1.14と同様)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を主に、設計途中事故対策機器の機能喪失による原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表例していません。必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。</p> <p style="text-align: center;">第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)</p>	故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	他チャンネル監視不能									パラメータ監視不能	1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合 計器本体故障	交流電源喪失(以降, 1.14と同様)								計器電源喪失	直流電源喪失(以降, 1.14と同様)							<p>先行BWRは先行PWRとの比較のため補足を作成しており、東二は先行BWRとの比較になるため補足は作成していない。</p>
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8																														
他チャンネル監視不能																																						
パラメータ監視不能	1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合 計器本体故障	交流電源喪失(以降, 1.14と同様)																																			
		計器電源喪失	直流電源喪失(以降, 1.14と同様)																																			

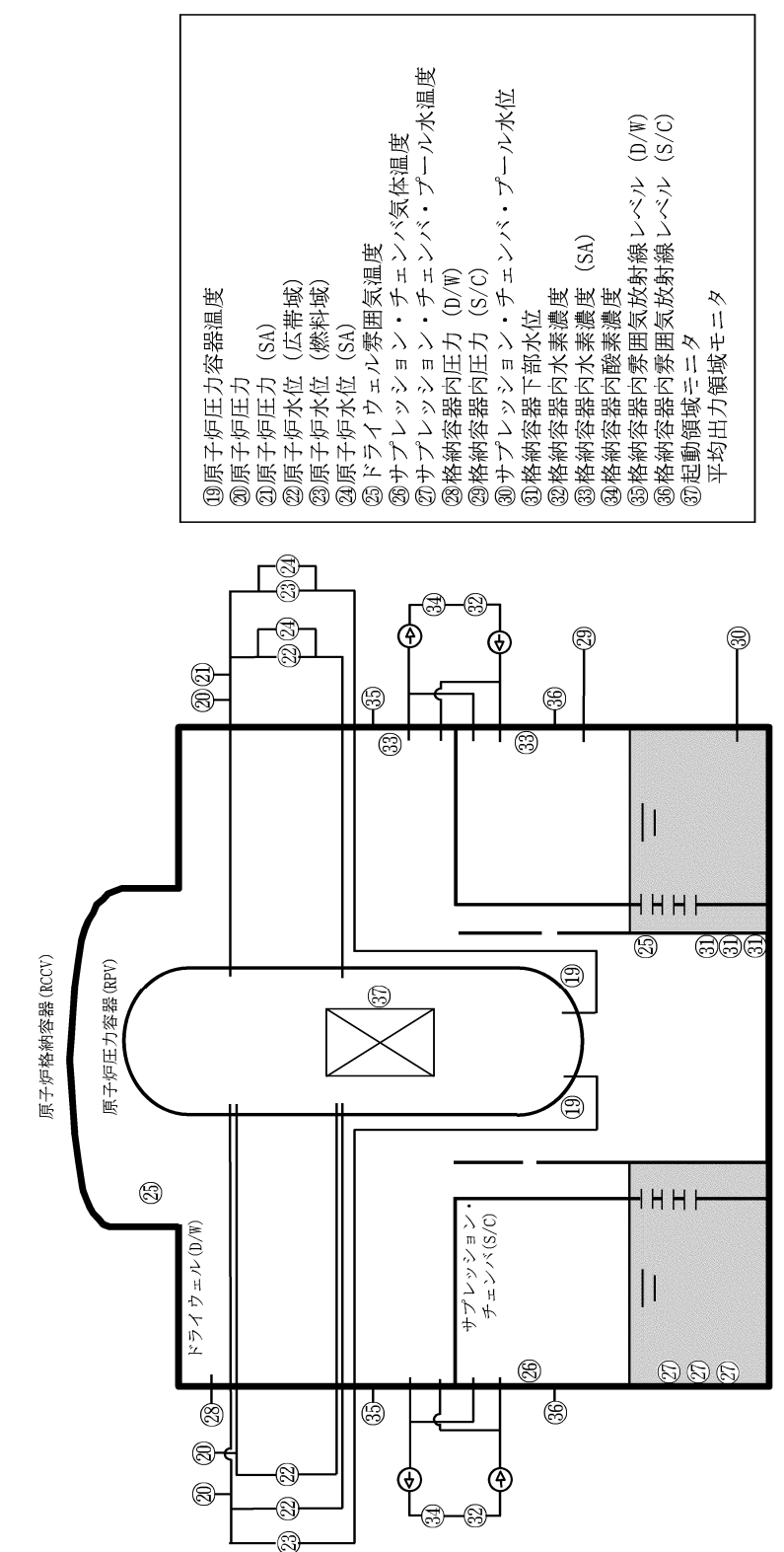
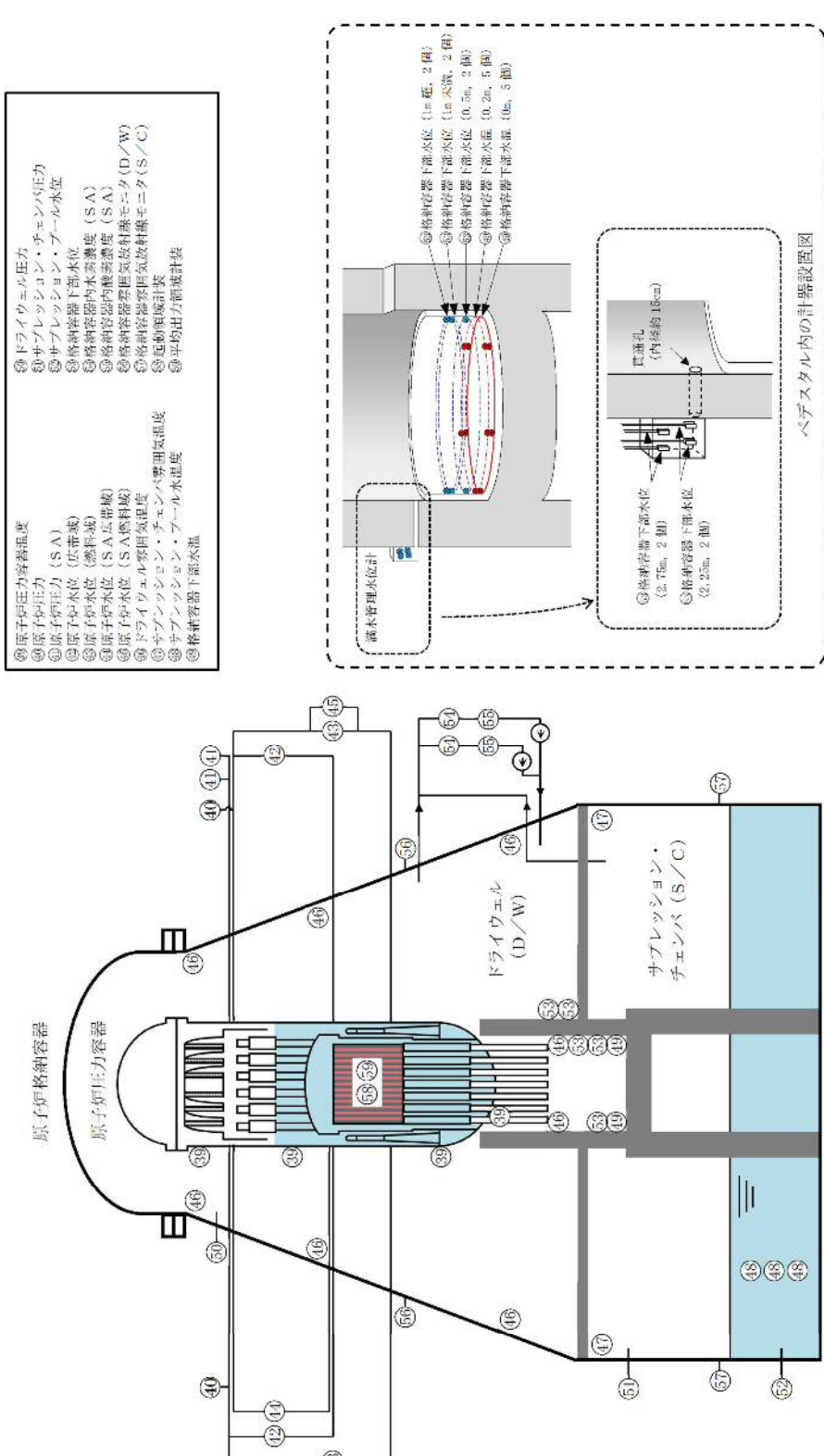
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ・パラメータ群は、以下に示すパラメータ・パラメータ群の判断基準及び操 作手順に用いられるパラメータ・パラメータ群。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効監視項目に係るパラメータ ・有効監視項目の監視項目に係るパラメータ ・有効監視項目の監視項目に係るパラメータ <p>※2 重要パラメータは、重要監視項目として抽出されるパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要パラメータは、重要監視項目として抽出されるパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要パラメータは、重要監視項目として抽出されるパラメータ(当該パラメータ)等若し</p> <p>※3 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し</p> <p>※4 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し</p> </div> <div style="width: 50%;"> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.15.2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ・パラメータ群は、以下に示すパラメータ・パラメータ群の判断基準及び操 作手順に用いられるパラメータ・パラメータ群。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効監視項目に係るパラメータ ・有効監視項目の監視項目に係るパラメータ ・有効監視項目の監視項目に係るパラメータ <p>※2 重要パラメータは、重要監視項目として抽出されるパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要パラメータは、重要監視項目として抽出されるパラメータ(当該パラメータ)等若し</p> <p>※3 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し</p> <p>※4 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し 重要監視項目の監視項目に係るパラメータ(当該パラメータ)等若し</p> </div> <div style="width: 50%;"> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー</p>	<p>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>⑤使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) ⑥使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ⑦使用済燃料貯蔵プール監視カメラ ⑧使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器出口温度 ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ④残留熱除去系系統流量 ⑤原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑥原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑦原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑧原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑨原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑩原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑪原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑫原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑬原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑭原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑮原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑯原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑰原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量 ⑱原子炉補給冷却系熱交換器入口冷媒水流量</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (1/3)</p>	<p style="text-align: center;">第 1.15-3 図 主要設備 系統概要図 (1/3)</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違 (以降の系統概要図同様)</p>

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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="460 325 1009 808" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ①原子炉圧力容器温度 ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉圧力 (広帯域) ④原子炉水位 (燃料域) ⑤原子炉水位 (SA) ⑥ドライウエル雰囲気温度 ⑦サブプレッション・チェンバーステンパ空気温度 ⑧サブプレッション・チェンバーステンパ・プールの温度 ⑨格納容器内圧力 (D/W) ⑩格納容器内圧力 (S/C) ⑪サブプレッション・チェンバーステンパ・プールの水位 ⑫格納容器下部水位 ⑬格納容器内水素濃度 ⑭格納容器内酸素濃度 (SA) ⑮格納容器内酸素濃度 ⑯格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ⑰格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ⑱起動領域モニタ ⑳平均出力領域モニタ </div>	 <div data-bbox="1424 409 1647 997" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ①原子炉圧力容器温度 ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ④原子炉水位 (SA) ⑤ドライウエル雰囲気温度 ⑥サブプレッション・チェンバーステンパ空気温度 ⑦サブプレッション・チェンバーステンパ・プールの水位 ⑧格納容器内水素濃度 (SA) ⑨格納容器内酸素濃度 (SA) ⑩格納容器内酸素濃度 ⑪格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ⑫格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ⑬起動領域モニタ ⑭平均出力領域モニタ </div>	<p>備考</p>

第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

第 1.15-3 図 主要設備 系統概要図 (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>※：7号炉も同様</p>	<p>※1 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、⑥～⑧より構成する。</p> <p>第1.15-3 図 主要設備 系統概要図 (3/3)</p>	<p>備考</p>

第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (3/3)

第 1.15-3 図 主要設備 系統概要図 (3/3)

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

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 1.15.4 図 6号炉 計器の電源構成図</p>	<p>第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流電源) (1/3)</p>	<p>備考</p> <p>設備の相違 (以降の電源構成図同様)</p>

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
		<p>備考</p>

第 1.15.4 図 7 号炉 計器の電源構成図

第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流電源) (2/3)

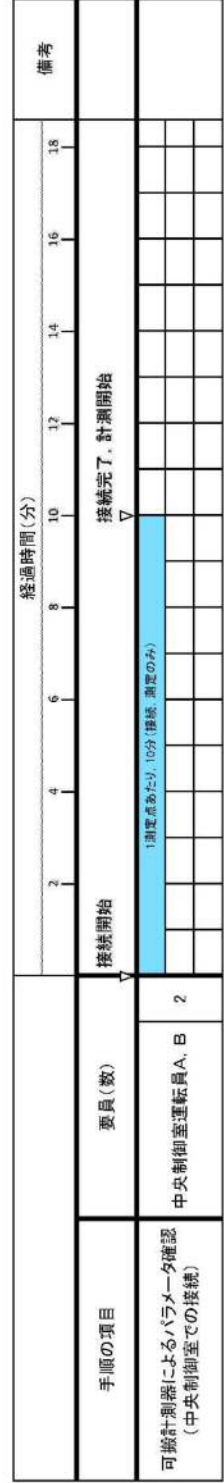
柏崎刈羽原子力発電所／東海第二発電所 技術的能力比較表

【対象項目：1.15 事故時の計装に関する手順等】

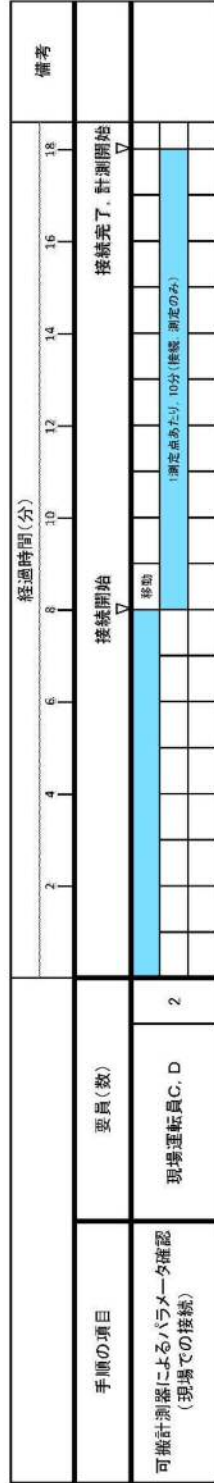
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉	東海第二発電所	備考
	備考	

第1.15-4図 計器の電源構成図 (交流電源) (3/3)

柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉



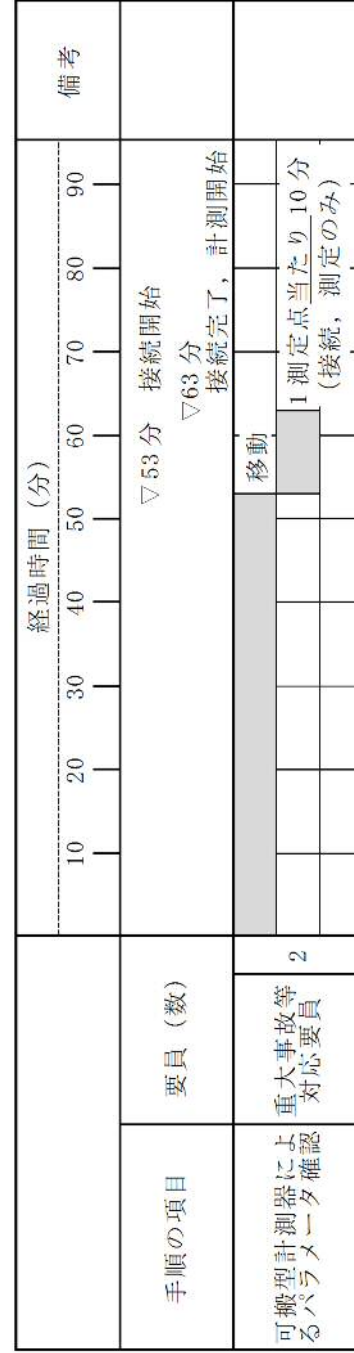
中央制御室での可搬型計器接続



現場での可搬型計器接続

第 1.15.5 図 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート

東海第二発電所



第 1.15-5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

備考

東二は可搬型計測器による計測を重大事故等対応要員にて対応するため、緊急時対策所より中央制御室まで移動した後、計測を開始するため、その分の所要時間を要する。

- <所要時間目安>
- ・ 1 測定点あたり約 63 分

- <所要時間内訳>
- ・ 中央制御室までの移動時間：53 分
 - ① 出勤準備：4 分
 - ② 放射線防護具の着用：12 分
 - ③ 移動（緊急時対策所建屋から原子炉建屋付属棟 4 階空調機械室（原子炉建屋付属棟 1 階電気室入口扉を経由））：17 分
 - ④ 放射線防護具の脱衣，身体サーベイ：16 分
 - ⑤ 移動（原子炉建屋付属棟 4 階空調機械室から中央制御室）：4 分

・ 可搬型計測器 1 測定点当たりの時間：10 分（2 測定点以降，連続で接続する場合は 10 分追加）